

# БЕЛОРУССКИЙ ГОСУДАРСТВЕННЫЙ УНИВЕРСИТЕТ

## НИИ ЯДЕРНЫХ ПРОБЛЕМ

УТВЕРЖДАЮ  
Директор НИИ ядерных проблем БГУ,  
профессор

\_\_\_\_\_ С.А.Максименко  
« \_\_\_\_ » \_\_\_\_\_ 2014 г.

### ОТЧЕТ О НАУЧНО-ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКОЙ РАБОТЕ

#### **Провести оценку методов исследования и приборной базы систем радиационного контроля России и Беларуси с учетом современных международных подходов**

(Заключительный)

Х/д № 291/2014 от 17.10.2014 г

Научный руководитель темы,  
зав.лабораторией теоретической  
физики и моделирования ядерных процессов,  
канд. физ. мат. наук

\_\_\_\_\_ С.А.Кутень

## СПИСОК ИСПОЛНИТЕЛЕЙ

Руководитель темы,

Зав. лабораторией, к.ф.-м.н., с.н.с.

\_\_\_\_\_ С.А.Кутень (введение,  
разделы 2, 3, 5, заключение)

Исполнители темы

В.н.с., к.ф.-м.н., с.н.с.

\_\_\_\_\_ А.А.Хрущинский (раздел 3, 5)

В.н.с., к.б.н., доцент.

\_\_\_\_\_ В.Ф.Миненко (раздел 1, 4, 5)

Ст.н.с., к.ф.м.н., с.н.с. \_\_\_\_\_

\_\_\_\_\_ А.О.Грубич  
(раздел 1, 5, приложение А)

Ст.н.с., к.т.н.

\_\_\_\_\_ О.М.Аншаков  
(разделы 1, 2, 4, 5, приложение Б)

Ст.н.с., к.т.н., доцент.

\_\_\_\_\_ О.М.Жукова (разделы 1, 2, 5)

Ст.н.с.

\_\_\_\_\_ В.С.Милевский (раздел 1, 2, 5)

Ст.н.с.

\_\_\_\_\_ В.И.Макаревич (раздел 1, 2, 5)

Н.с.

\_\_\_\_\_ К.А.Веренич  
(разделы 1, 2, приложение Б, В,Г)

Ст.н.с.

\_\_\_\_\_ В.Д.Гузов  
(раздел 2, 5, приложение Г)

Вед. инженер

\_\_\_\_\_ И.М.Мякота (раздел 2,  
приложение В, Г)

Нормоконтролер

\_\_\_\_\_ А.В. Шпаковская

## Реферат

Отчет 132 с., 8 рис., 15 таб., 70 ист.

### РАДИАЦИОННЫЙ КОНТРОЛЬ, ГАММА-ИЗЛУЧЕНИЕ, НЕЙТРОННОЕ ИЗЛУЧЕНИЕ, МОНИТОРИНГ, БЕЛОРУССИЯ, РОССИЯ, АППАРАТУРНО - МЕТОДИЧЕСКОЕ ОБЕСПЕЧЕНИЕ, РАДИОМЕТР, ДОЗИМЕТР, СПЕКТРОМЕТР, СЦИНТИЛЛЯЦИОННЫЙ ДЕТЕКТОР, РАДИОАКТИВНОЕ ЗАГРЯЗНЕНИЕ

Представлен обзор нормативного и методического обеспечения радиационных измерений в системах радиационного контроля Республики Беларусь и Российской Федерации. Даны рекомендации по гармонизации методов и методик исследования системы радиационного контроля в рамках Таможенного союза. Обращено внимание, что последние белорусские нормативы (Гигиенический норматив “Критерии оценки радиационного воздействия” и Санитарные нормы и правила “Требования к радиационной безопасности”, 2012 г.) отличаются от соответствующих российских документов НРБ-99/2009 и ОСПОРБ-99/2010 некоторыми показателями допустимых уровней радиационного воздействия. Такая ситуация создает потенциальные проблемы для предстоящего лицензирования Островецкой АЭС, которая проектировалась на основе требований НРБ-99/2009 и ОСПОРБ-99/2010.

Проведен анализ приборной базы системы радиационного контроля в Республике Беларусь и Российской Федерации. Освещены современные тенденции в разработке и производстве новых детекторных материалов и детекторов на их основе, а также перспективы их использования для целей радиационного контроля. Приборная база РБ и РФ в целом (по техническим характеристикам и номенклатуре) соответствуют современному уровню развития средств измерений ионизирующих излучений. Выработаны практические предложения по совершенствованию приборной базы системы радиационного контроля с учетом современных международных подходов.

Рекомендации затрагивают вопросы программно-аппаратного и методического обеспечения внутреннего контроля качества результатов измерений активности объектов внешней среды в лабораториях радиационного контроля (согласно ИСО 17025) с использованием современных статистических подходов и адаптивных алгоритмов контроля, накопления и обработки экспериментальных данных. Отмечена современная тенденция создания программного обеспечения современных радиометров и спектрометров с функциями (модулями) внутреннего контроля качества измерений, включая построение контрольных карт Шухарта. Указано на необходимость организации регламентных межлабораторных сличений с целью определения показателей точности (валидации МВИ) как внутри в Беларуси, так и между соответствующими организациями РБ и РФ.

Обращено внимание на современные тенденции применения методов Монте-Карло моделирования в разработке процедур калибровок, методик выполнения измерений в тех случаях, когда такие процедуры физически невыполнимы.

Успех в создании нового поколения сцинтилляционных материалов ( $\text{LaBr}_3:\text{Ce}$ ,  $\text{SrI}_2:\text{Eu}$ ,  $\text{SrIBr}:\text{Eu}$ ,  $\text{CeBr}_3$ ), сочетающих высокий выход и эффективность регистрации гамма-излучения, позволяет поставить вопрос перед органами власти Беларуси и Российской Федерации о создании государственной программы по разработке и созданию нового поколения интеллектуальных детекторов ионизирующего излучения, выпуск которых в РБ и РФ к настоящему времени еще не освоен. Это позволит в будущем качественно улучшить и повысить конкурентоспособность существующего парка приборов сцинтилляционной гамма-спектрометрии Беларуси и России. В Беларуси производство таких детекторов может быть налажено на базе предприятия «Атомтех» (г. Минск) и ОАО «Завод Оптик» (г. Лида).

Указано на необходимость расширения приборного парка радиационного мониторинга Республики Беларусь современным оборудованием по определению трития и углерода-14 в объектах окружающей среды.

Разработаны рекомендации по гармонизации методов и методик исследования системы радиационного контроля в рамках Таможенного союза в области радиационного контроля воздушной, водной среды и почв, сельскохозяйственного сырья и продуктов питания. Они сводятся к следующему:

В области радиационного контроля воздушной среды следует актуализировать в Беларуси методические рекомендации РФ «Определение суммарной объемной бета-активности атмосферного воздуха» (или подготовить свой аналогичный документ, действующий на территории РБ). Для Беларуси актуальной является разработка, аттестация и утверждение методики выполнения измерений суммарной объемной альфа-активности аэрозолей в атмосферном воздухе, включая методику пробоподготовки счетных образцов, а также организация работ по поверке измерителей объемного расхода воздуха для воздухо-фильтрующих установок, используемых в системе радиационного контроля.

В области радиационного контроля водной среды в связи с введением в РБ нового норматива по суммарной альфа – активности воды, превышающего ранее действующий норматив в 5 раз, следует переработать методики радиационного контроля водной среды таким образом, чтобы они не допустили исключения из-под контроля радиационно-опасных источников водопотребления. Новый норматив по суммарной альфа – активности воды в Беларуси (0,5 Бк/кг) в 2,5 раза менее жесткий, чем ныне действующий норматив в РФ (0,2 Бк/кг). В связи с этим необходимо актуализировать стандарт СТБ 1057-98 Радиационный контроль. Отбор проб поверхностных и сточных вод. Общие требования.

Белорусские нормативы в области радиационного контроля сельскохозяйственного сырья и продуктов питания не в полной мере соответствуют таковым для РФ и Таможенного союза. Особенно большие разногласия наблюдаются для содержания Sr-90 в питьевой воде, молочной продукции, хлебобулочных изделиях, картофеле, продуктах детского питания (в картофеле свыше 10 раз). Учитывая, что приборная база и методики определения Sr-90 в РБ и РФ примерно соответствуют друг другу, целесообразно провести гармонизацию белорусских нормативов содержания Sr-90 в указанных продуктах с таковыми в РФ и Таможенном союзе. Целесообразно сохранить действующие нормативы по содержанию стронция-90 для внутриреспубликанского радиационного контроля продукции, производимой на территории радиоактивного загрязнения.

Обращено внимание, что в Беларуси не нормируются по стронцию-90 отдельные виды пищевого сырья и продуктов питания (зерно продовольственное, рыба, мясо морских млекопитающих и др.), которые экспортируются из РФ и подлежат нормированию по данному показателю в РФ. В связи с этим в Беларуси целесообразно введение нормирования по стронцию-90 таких видов пищевого сырья и продуктов питания.

В целях повышения адекватности оценок радиационного загрязнения территорий предложена методика параметрической оценки уровней загрязнения почвы радионуклидами, основанная на физических представлениях о механизмах формирования радиационного загрязнения почв (мультифрактальная структура).

Сформулированы требования к выбору площадки пробоотбора на местности, к величине площади исследования с небольшой площадью поверхности, указан также альтернативный подход – случайный выбор места отбора точечной пробы на единице пробоотбора, выведено условие для максимального размера выборочной популяции.

Разработаны рекомендации по проверке типа распределения радионуклида на площади исследования.

# Содержание

[OBJ]

## Перечень условных обозначений

АПК	– Аппаратно-программный комплекс
АС	- атомная станция
АСКРО	- Автоматизированная система контроля радиационной обстановки
ВФУ	- воздухо-фильтрующая установка
Госстандарт	- Государственный комитет по стандартизации Республики Беларусь
ГОСТ	- государственный стандарт
ГУ РЦРКМ	- Государственное Учреждение «Республиканский Центр Радиационного контроля и мониторинга»
ДПР	- дочерние продукты распада
ЕГАСКРО	- Единая государственная автоматизированная система контроля радиационной обстановки
ИДК	- индивидуальный дозиметрический контроль
ИИИ	- источник ионизирующего излучения
ИИС	– Интеллектуальная измерительная система
ИРГ	- инертные радиоактивные газов
ИФВЭ	– Институт Физики Высоких Энергий
КРО	- контроль радиационной обстановки
МАГАТЭ	- Международное агентство по атомной энергии
МВИ	- методика выполнения измерений
МКРЗ	- Международная комиссия по радиологической защите
МЛС	- межлабораторные сличения
МРК	- методика радиационного контроля
НРБ	- нормы радиационной безопасности
НТД	- нормативно-техническая документация
ОА	- объемная активность
ОСП	- основные санитарные правила
ОСПОРБ	- основные санитарные правила обеспечения радиационной безопасности
ОЧГ	– особо чистый германий
ПИЯФ	- Петербургский Институт Ядерной Физики
ПК	- Персональный компьютер
ППД	- полупроводниковый детектор
ППР	- плотность потока радона
ПШПВ	- полуширина на полувысоте
ПЭВМ	- Персональная электронная вычислительная машина
РБ	- Республика Беларусь
РК	- радиационный контроль
РО	- радиационная обстановка
РУ	– Радиометрическое устройство
РФ	- Российская Федерация
СИЗ	- средство индивидуальной защиты
СИЧ	- счетчик излучений человека
СССР	- Союз советских социалистических республик
СТБ	- Стандарт Беларуси

ТКП	- технический кодекс установившейся практики
ТЛД	- термолюминесцентный дозиметр
ТНПА	- технический нормативный правовой акт
ТТД	- твердотельный трековый детектор
ФЭУ	- фотоэлектронный умножитель
ЭПР	- электронный парамагнитный резонанс
ЭРОА	- эквивалентная равновесная объемная активность
ЭЭД	- эффективная эквивалентная доза
ЯТЦ	- ядерный топливный цикл
MCU	- программа MCU (Monte Carlo Universal)
PET	- позитронная эмиссионная компьютерная томография
SPECT	- однофотонная эмиссионная компьютерная томография

## **ВВЕДЕНИЕ**

Под радиационным контролем (РК) понимается комплекс взаимосвязанных и обязательных к исполнению административных, организационно-технических, санитарно-гигиенических мероприятий и правовых мер, направленных на снижение воздействия на население и других категорий облучаемых лиц радиационного фактора [1]. В настоящем отчете радиационный контроль рассматривается в смысле радиационного мониторинга, т.е. как радиационные измерения, которые выполняются для определения степени соблюдения принципов радиационной безопасности и требований нормативов, а также для получения информации об уровнях облучения людей и о радиационной обстановке на предприятии (например, атомной станции) и в окружающей среде [2]. В Республике Беларусь создана и функционирует система радиационного мониторинга, вошедшая в национальную систему мониторинга окружающей среды Республики Беларусь. В ее состав входит широкая сеть пунктов наблюдений и аккредитованных лабораторий. Основные объекты мониторинга – окружающая среда (атмосферный воздух, почва, поверхностные и подземные воды) и среда обитания человека (питьевая вода, продукты питания, воздух жилых помещений). Радиационный мониторинг обеспечивается Министерством природных ресурсов и охраны окружающей среды, Министерством лесного хозяйства, Министерством сельского хозяйства и продовольствия.

Сеть постоянного мониторинга окружающей среды Министерства природных ресурсов и охраны окружающей среды включает 181 реперную площадку, 19 ландшафтно-геохимических полигонов. На метеорологической сети проводится радиационный мониторинг приземного слоя атмосферы, в том числе измерения мощности экспозиционной дозы гамма-излучения на 56 постах, измерения радиоактивных выпадений из атмосферы на 30 постах и радиоактивных аэрозолей – на 6 постах. На гидрологических постах 5 больших и средних рек республики, протекающих на загрязненных радионуклидами территориях, осуществляется мониторинг поверхностных вод [3].

В зонах потенциального влияния АЭС сопредельных государств используются 4 автоматизированные системы контроля радиационной обстановки. Они обеспечивают радиационный контроль в 100-километровых зонах Чернобыльской, Смоленской и Ровенской АЭС, а также в 30-километровой зоне Игналинской АЭС [3].

В соответствии с требованиями действующего законодательства в Республике Беларусь запрещаются производство и реализация продукции, содержание радионуклидов в которой превышает допустимые уровни. Согласно требованиям нормативных документов, радиационному контролю подлежит вся продукция, производимая на территории радиоактивного загрязнения. В республике действует система радиационного контроля

пищевых продуктов, продовольственного и сельскохозяйственного сырья, пищевой и другой продукции леса, производимых на загрязненной радионуклидами территории. Ее основу составляют ведомственные системы контроля. В республике функционируют около 1000 подразделений радиационного контроля организаций и предприятий Министерства сельского хозяйства и продовольствия, Министерства лесного хозяйства, Министерства здравоохранения, Белорусского республиканского общества потребителей, других министерств, субъектов хозяйствования [3].

Наиболее многочисленна сеть подразделений радиационного контроля Минсельхозпрода, включающая 517 лабораторий и постов. Для обеспечения контроля содержания радионуклидов в продуктах питания, сельскохозяйственной и другой продукции используется более 2 тыс. единиц радиометрического и спектрометрического оборудования. Ежегодно анализируется более 11 млн проб на содержание цезия-137 и около 18 тыс. – стронция-90 [3]. На каждую партию продукции в обязательном порядке оформляется документ, удостоверяющий соответствие содержания радионуклидов установленным уровням. На перерабатывающих предприятиях все сырье и готовая продукция, произведенные на загрязненных радионуклидами территориях, подвергаются тройному радиационному контролю – входному, в процессе переработки сырья, контролю готовой продукции. На мясокомбинатах республики весь крупный рогатый скот, поступающий из загрязненных хозяйств, подвергается прижизненному радиационному контролю с помощью специальных приборов.

Радиационный мониторинг леса проводится на 92 постоянных пунктах наблюдения, представляющих собой стационарные площади размером 50×50 м, которые были заложены в 1993-1995 гг. в различных типах леса и зонах радиоактивного загрязнения. Объектами мониторинга являются лесная подстилка, почва, древесные и кустарниковые породы, живой напочвенный покров, дикорастущие ягоды, грибы. Контролируемые параметры – мощность дозы гамма-излучения, запас радионуклидов в почве, удельная активность объектов мониторинга. В Министерстве лесного хозяйства функционируют 52 подразделения радиационного контроля. Ежегодно ими обследуются 140 цехов предприятий лесного хозяйства, измеряются около 65 тыс. проб древесины и продукции побочного лесопользования [3].

Подразделения радиационного контроля Министерства здравоохранения, Госстандарта осуществляют соответствующие надзорные функции.

Головной организацией по ведению радиационного мониторинга, мониторинга атмосферного воздуха и поверхностных вод является ГУ «Республиканский центр радиационного контроля и мониторинга окружающей среды» Департамента по

гидрометеорологии Министерства природных ресурсов и охраны окружающей среды Республики Беларусь. В соответствии со ст. 40 Закона Республики Беларусь «О правовом режиме территорий, подвергшихся радиоактивному загрязнению в результате катастрофы на Чернобыльской АЭС» [4] ГУ РЦРКМ выполняет работы по общей оценке (радиационному мониторингу) радиационной обстановки на территории Республики Беларусь и осуществляет контроль радиоактивного загрязнения территорий населенных пунктов и поверхностных вод, а также методическое руководство данными исследованиями. Направления деятельности ГУ РЦРКМ: наблюдение за уровнем загрязнения атмосферного воздуха, поверхностных вод, почв, атмосферных осадков и снежного покрова в целях определения антропогенной нагрузки на указанные объекты окружающей среды за счет выбросов (сбросов) загрязняющих веществ и их трансграничного переноса;• контроль радиоактивного загрязнения территорий населенных пунктов и поверхностных вод, а также научно-методическое руководство подразделениями министерств и ведомств Республики Беларусь, осуществляющими радиационный мониторинг окружающей среды;• подготовка и издание аналитической информации о состоянии окружающей среды и ее загрязнении, составление карт радиационной обстановки на территории Республики Беларусь, информирование населения о состоянии окружающей среды и ее загрязнении.

На территории Российской Федерации более масштабно по сравнению с Республикой Беларусь проводится радиационный мониторинг объектов окружающей среды и среды обитания человека. Более широко по сравнению с Белоруссией ведется контроль техногенных источников радиоактивных загрязнений (радиационно-опасных объектов) – атомных электростанций, предприятий ядерно-топливного и ядерно-оружейного циклов, исследовательских ядерных реакторов, объектов Минобороны России, мест захоронения радиационно-опасных отходов. Наиболее развитые ведомственные системы мониторинга радиационной обстановки имеют Росгидромет, Минатом России, Минобороны России, Минздрав России и Минсельхозпрод России, МПР РФ. Задачи мониторинга, осуществляемого этими министерствами и ведомствами, различны в силу его отраслевой ориентации и в целом не объединены общей целью. Государственный мониторинг радиационной обстановки возложен на Федеральную службу по гидрометеорологии и мониторингу окружающей среды, а также федеральные органы исполнительной власти и Государственную корпорацию по атомной энергии "Росатом", осуществляющую государственное управление использованием атомной энергии, в соответствии с их компетенцией, установленной законодательством Российской Федерации [5].

В Минздраве России радиационный контроль осуществляют около 230 радиологических подразделений территориальных центров службы Госсанэпиднадзора,

оснащенных лабораторным оборудованием для проведения радиометрических, дозиметрических и спектрометрических исследований. Ежегодно производится несколько сотен тысяч таких исследований. Контролируется содержание радиоактивных веществ в продуктах питания, питьевой воде и среде обитания человека. Осуществляется контроль за сохранностью и безопасным использованием источников ионизирующих излучений, а также выборочный контроль и оценка доз облучения персонала объектов и населения.

На особо радиационно-опасных объектах и прилегающих к ним территориях контроль облучения обеспечивается силами специальной службы медико-санитарного обеспечения, находящейся в ведении Федерального управления медико-биологических и экстремальных проблем при Минздраве России. В состав этой службы входит около 100 медико-санитарных частей и санитарно-эпидемиологических станций, которые функционируют и осуществляют контроль облучения населения в районах размещения РОО.

Служба радиологического контроля Минсельхозпрода России включает в себя государственные агрохимическую и ветеринарную. Первая силами радиологических отделов свыше 100 центров и станций агрохимслужбы и 7 центров агрохимрадиологии осуществляет радиационный контроль почв сельскохозяйственных угодий, продукции растениеводства, кормов и удобрений [2]. Вторая силами более 80 радиологических отделов ветеринарных лабораторий субъектов Российской Федерации, 1200 районных и межрайонных лабораторий, 1500 лабораторий ветсанэкспертизы на рынках, а также производственных ветеринарных лабораторий перерабатывающих предприятий осуществляет надзор за соблюдением ветеринарно-санитарных правил при производстве, переработке, хранении и транспортировке животноводческой продукции на рынках. В течение многих лет на более чем 1700 контрольных участках и 400 контрольных пунктах, распределенных по всей территории России, проводятся свыше 1 млн. радиометрических, спектрометрических и радиохимических исследований и свыше 4 млн. измерений уровня гамма-фона.

В системе Министерства природных ресурсов России функции радиационно-экологического контроля возложены на территориальные органы по охране окружающей среды и на Федеральный центр радиационно-экологического наблюдения и контроля. Специальные радиационно-экологические подразделения (отделы, группы), созданные примерно в половине территориальных комитетов, осуществляют контроль за сбросами и выбросами радиоактивных веществ и систематические наблюдения за их содержанием в объектах среды вблизи наиболее крупных РОО. Под руководством Минприроды России создана Единая Государственная Автоматизированная система контроля радиационной обстановки, объединяющая ведомственные службы и сети радиационного контроля и мониторинга в единую систему на основе автоматизации процессов сбора, передачи и анализа

информации о состоянии радиационной обстановки на территории Российской Федерации, а также прогноза в этой области с целью поддержки деятельности органов государственного управления всех уровней по обеспечению радиационной безопасности на территории РФ [6]. Организация и ведение системы мониторинга и ее функциональных подсистем осуществляются на основе информации о радиационной обстановке: Федеральной службой по гидрометеорологии и мониторингу окружающей среды - с учетом данных о состоянии окружающей среды, ее загрязнении, полученных государственной системой наблюдений; органами управления - с учетом данных, полученных локальными системами наблюдений в районах размещения ядерных установок, радиационных источников или пунктах хранения ядерных материалов и радиоактивных веществ, пунктах хранения, хранилищах радиоактивных отходов на особых территориях (санитарно-защитные зоны и зоны наблюдения), эксплуатируемых организациями, в отношении которых органы управления осуществляют государственное управление использованием атомной энергии в порядке, установленном законодательством Российской Федерации в области использования атомной энергии.

Требования к сбору, обработке, хранению, предоставлению, распространению информации о радиационной обстановке, содержащейся в системе мониторинга и ее функциональных подсистемах, а также к обмену информацией о радиационной обстановке устанавливаются Министерством природных ресурсов и экологии Российской Федерации по согласованию с Федеральной службой по гидрометеорологии и мониторингу окружающей среды, органами управления и иными заинтересованными федеральными органами исполнительной власти.

Доступ федеральных органов исполнительной власти, органов государственной власти субъектов Российской Федерации и органов местного самоуправления к информации о радиационной обстановке, содержащейся в системе мониторинга и ее функциональных подсистемах, осуществляется на безвозмездной основе посредством единой системы межведомственного электронного взаимодействия.

Совместно с Минатомом России создана и функционирует автоматизированная система контроля радиационной обстановки в зонах наблюдения Смоленской и Нововоронежской АЭС, информация с которой поступает в концерн «Росэнергоатом» с одновременной передачей в центр сбора и анализа информации в МПР России. В связи со строительством в Республике Беларусь атомной станции особый интерес вызывает организация в РФ автоматизированной системы контроля радиационной обстановки на атомных станциях. Согласно [7] основу АСКРО составляет система постов контроля мощности дозы фотонного излучения, размещаемых на местности; совокупность датчиков,

измеряющих метеопараметры, по показаниям которых определяется состояние устойчивости атмосферы; технологические датчики АС, предназначенные для определения параметров выброса радиоактивной примеси в атмосферу; программное обеспечение нижнего и верхнего уровней, из которых первое обеспечивает обработку данных (показаний датчиков) с целью преобразования их в специальный формат - для использования в качестве исходных данных при проведении прогностических расчетов, а второе, основу которого составляют расчетные модели переноса радиоактивной примеси в атмосфере и водной среде, а также математические методы оценки дозовых нагрузок на персонал и население, осуществляет прогностические расчеты радиоактивного загрязнения окружающей среды. Для оперативной работы АСКРО должна функционировать в режиме реального времени за счет автоматизации сбора данных по радиационным и метеорологическим параметрам, на основе которых осуществляются прогностические расчеты с использованием математических моделей распространения радиоактивной примеси в воздушной и водной средах при выбросах АС. Системе рекомендуется учитывать экономические, экологические, физико-технические критерии, а также демографические особенности региона, где размещена АС. Система должна отвечать определенным надежностным характеристикам, обеспечивающим контроль за источником при любых возможных природных и других катастрофических воздействиях.

На всей территории РФ действует сеть наблюдения и лабораторного контроля, руководимая МЧС России. В чрезвычайных ситуациях в нее включаются подразделения контроля радиационной обстановки министерств и ведомств (Министерство природных ресурсов России, Рослесхоз и др.). В целом она насчитывает свыше 40 специализированных научно-исследовательских организаций и около 1000 лабораторий местного уровня различной ведомственной принадлежности. Поступающая из этой сети информация используется для принятия решений органами управления МЧС России, в рамках которого действует автоматизированная информационно-управляющая система для обеспечения деятельности Российской системы предупреждения и действий в чрезвычайных ситуациях (АИУС РСЧС).

В сравнении с российской системой радиационного мониторинга в белорусской системе отсутствуют такие направления, как контроль за сбросами и выбросами радиоактивных веществ и систематические наблюдения за их содержанием в объектах среды вблизи наиболее крупных РОО в связи с отсутствием до настоящего времени таких объектов в Белоруссии. Между Россией и Беларусью существуют некоторые различия в установлении радиационно-безопасных норм обитания человека, используемых средств и методик измерения радиационных параметров. Вместе с тем, вступив в Таможенный союз, обе страны должны руководствоваться едиными типовыми требованиями и таможенными регламентами в оценке радиационной опасности.

# **1 НОРМАТИВНОЕ И МЕТОДИЧЕСКОЕ ОБЕСПЕЧЕНИЕ РАДИАЦИОННЫХ ИЗМЕРЕНИЙ В СИСТЕМАХ РАДИАЦИОННОГО КОНТРОЛЯ РЕСПУБЛИКИ БЕЛАРУСЬ И РОССИЙСКОЙ ФЕДЕРАЦИИ**

Радиационный контроль базируется на нормах радиационной безопасности и основных санитарных правилах работы с радиоактивными веществами и другими источниками ионизирующих излучений. В Республике Беларусь в 2012-2013 гг. введены новые нормативные документы: Гигиенический норматив «Критерии оценки радиационного воздействия» [8], Санитарные нормы и правила «Требования к радиационной безопасности» [9] и Санитарные нормы и правила «Гигиенические требования к обеспечению радиационной безопасности персонала и населения при использовании объектов атомной энергии и источников ионизирующего излучения» [10] вместо ранее действовавших НРБ-2000 [11] и ОСП-2002 [12]. Новые документы отражают современные подходы к радиационной безопасности, которые представлены в десятке последних публикаций Международной комиссии по радиологической защите и множестве регламентирующих документов Международного агентства по атомной энергии, включая Международные основные нормы безопасности МАГАТЭ (International Basic Safety Standards).

Немного ранее в РФ тоже было проведено обновление аналогичных нормативных документов (НРБ-99 и ОСПОРБ-99) путем доработки их на соответствие современным представлениям о радиационной безопасности. В 2009 г. вступили в действие НРБ-99/2009 [13], а в следующем году вступили в действие ОСПОРБ-99/2010 [14].

Обновленные российские и белорусские нормативные документы в основном согласуются между собой. В частности, они полностью совпадают по части установления основных пределов доз для населения. Вместе с тем имеются и отдельные различия в нормативах. Например, в российских нормативах значение предела эквивалентной дозы в хрусталике глаза за год составляет 150 мЗв, а в белорусских - 20 мЗв. По мнению российских специалистов снижение допустимого норматива до 20 мЗв в год может сделать хрусталик глаза «критическим органом», лимитирующим облучение персонала, т.к. ввиду невозможности создания СИЗ глаз от фотонного излучения с энергией более 0,1 МэВ для уменьшения допустимой среднегодовой дозы облучения хрусталика глаза до 20 мЗв потребуется снижать допустимую среднегодовую эффективную дозу до 15 мЗв [15].

## **1.1 Контроль воздушной среды**

В системе радиационного контроля особое внимание уделяется мониторингу атмосферы, как наиболее уязвимой и мобильной части природной среды для поступления и распространения загрязняющих веществ. Радиационный фон, присущий данной местности, в нормальных условиях меняется незначительно. Радиоактивность приземного слоя воздуха

определяется преимущественно его запыленностью, содержанием радионуклидов в почвогрунтах и скоростью эксхалации радона с земной поверхности. Устойчивое превышение среднестатистических фоновых значений свидетельствует о возможном радиоактивном загрязнении природной среды вследствие трансграничных переносов и (или) технологических выбросов радиационно-опасных объектов.

Спектр радионуклидов, выбрасываемых в атмосферу АЭС и другими предприятиями ядерного топливного цикла (ЯТЦ) весьма разнообразен. При штатной эксплуатации реакторов радиационная обстановка в районе размещения АЭС формируется в основном выбросами инертных радиоактивных газов (ИРГ – изотопов Ar, Kr, Xe), I-131 и других продуктов деления (Sr-89, Sr-90, Cs-134, Cs-137), а также активированных продуктов коррозии- Co-58, Co-60, Mn-54, Zn-65 и т.д. В системе охлаждения, кроме продуктов деления и коррозии, накапливаются радионуклиды, образующиеся при активации ядер теплоносителя и межреакторного воздушного пространства. Среди них изотопы H-3 и C-14 способны глобально загрязнять атмосферу.

Основные приложения аппаратурно-методических разработок в области измерения газоаэрозольных радиоактивных примесей относятся к контролю воздуха рабочих помещений и выбросов радиационно-опасных объектов. Измеряемая величина объемной активности (ОА) аэрозоля позволяет определять поступление радионуклидов в организм человека с учетом объема вдыхаемого воздуха и времени пребывания в рабочем помещении. Вклад этого поступления в ожидаемую дозу внутреннего облучения оценивается с учетом других характеристик радиоактивного аэрозоля (дисперсность, растворимость, нуклидный состав), которые дополнительно определяются, как правило, периодически для конкретных объектов и технологий лабораторными методами.

Измерения проб воздушной среды реализуют согласно Методическим рекомендациям (Россия) «Определение суммарной объемной бета-активности атмосферного воздуха». МР 2.6.1.0028-11. 2.6.1. Рекомендации относятся к выбору средств измерений, условий отбора проб воздуха, порядку подготовки счетных образцов и определения бета-активности счетных образцов, а также к выполнению расчетов по определению суммарной объемной бета-активности атмосферного воздуха. Основным методом подготовки счетных образцов является метод селективной радиохимической экстракции.

В перечень документов, регулирующих контроль атмосферного воздуха в системе радиационного мониторинга окружающей среды РБ, входят:

– СТБ-1058-98 Радиационный контроль. Отбор проб атмосферного воздуха. Общие требования;

– Инструкция о порядке проведения наблюдений за естественным радиационным фоном и радиоактивным загрязнением атмосферного воздуха, почвы, поверхностных и подземных вод на пунктах наблюдений радиационного мониторинга, утвержденной приказом Министерства природных ресурсов и охраны окружающей среды Республики Беларусь от 18.07.2014 № 230-ОД «Об организации работ по проведению радиационного мониторинга на пунктах наблюдений Национальной системы мониторинга окружающей среды в Республике Беларусь».

– Наставление по гидрометеорологическим станциям и постам 52.18.2012 Министерство природных ресурсов и экологии Российской Федерации, федеральная служба по гидрометеорологии и мониторингу природной среды (Росгидромет).

– Методика выполнения измерений МИ 2143-91. Государственная система обеспечения единства измерений. Активность радионуклидов в объемных образцах. Методика выполнения измерений на гамма-спектрометре;

– СТБ МЭК 61452-2005. Ядерное оборудование. Измерение интенсивности гамма-излучения радионуклидов. Калибровка и применение германиевых спектрометров.

Природная нестабильность контролируемой среды, сложная цепочка измерительных преобразований определяют трудоемкость методической проработки аппаратурных решений для получения достоверных результатов измерений радиоактивности воздушной среды (основная погрешность рабочих средств измерений остается на уровне 50 %).

Суммарную активность счетного образца определяют относительным методом путем сравнения с опорным контрольным источником, по которому градуируется измерительная установка, т.е. определяется коэффициент пересчета, связывающий активность препарата с данным спектром излучения и скорость счета на данной установке. Измеряемый и опорный образцы должны быть максимально идентичны по толщине слоя, размерам и энергетическому спектру, регистрируемому в одинаковых условиях. Только в этом случае сравнительный метод даст удовлетворительные по точности результаты. Основная проблема состоит в адекватной подготовке зольного остатка к измерениям

Для обеспечения прецизионности и воспроизводимости результатов измерения на альфа- бета-радиометрах необходима унифицированная методика концентрирования радионуклидов при подготовке счетных образцов и изготовления опорных образцов сравнения (контрольных проб) с наиболее близкими характеристиками по матричному составу и спектру излучения.

Концентрирование радионуклидов на аэрозольных фильтрах при отборе проб и условия сопоставления суммарной активности с допустимыми по отдельным нуклидам уровнями требуют, чтобы из суммарной активности был исключен вклад радона с его короткоживущими ДПР.

Методики подготовки проб и измерения техногенных альфа- и бета- радиоактивных аэрозолей отсутствуют в перечне методик радиационного контроля, действующих на территории РБ.

В нормальной радиационной обстановке воздушную среду инспектируют на содержание нуклидов Be-7, I-131, Cs-137 и Pb-210 по результатам лабораторных исследований объемных проб фильтрующего материала на гамма-спектрометре с ППД. Суммарную бета-активность воздуха определяют посредством измерения активности озоленных проб фильтрующего материала на радиометре УМФ-2000.

Для пробоотбора воздуха из приземного слоя атмосферы в пунктах наблюдения используются воздухофильтрующие установки (ВФУ).

В РФ разработаны ВФУ типа «Тайфун (ГУ НПО «Тайфун», РФ) производительностью до 1100 м<sup>3</sup>/ч прокачки воздуха на фильтры ФПП-15-1,5 и СФМ-И (йодный фильтр – для улавливания радионуклидов йода в молекулярной форме) с экспозицией одни сутки, а также путем непрерывного измерения в режиме on-line суммарной бета-активности радионуклидов в воздухе и мощности дозы гамма-излучения под накопительным фильтром с помощью радиационного блока, установленного под накопительным фильтром ВФУ. Блоком радиационного контроля укомплектована установка «Тайфун-6-2»

Пробы атмосферных аэрозолей и выпадений анализируются в аккредитованной лаборатории контроля радиоактивного загрязнения природной среды и научно-методического руководства радиометрической сетью Росгидромета (ЛКРЗ) Института проблем мониторинга окружающей среды (ИПМ) ГУ «НПО «Тайфун»:

В суточных пробах атмосферных аэрозолей определяется объемная активность <sup>131</sup>I и суммарная бета-активность короткоживущих (через сутки после отбора пробы) и долгоживущих (через четверо суток после отбора пробы) естественных и техногенных радионуклидов в воздухе; в объединенных за месяц пробах – объемная активность <sup>137</sup>Cs и других гамма-излучающих радионуклидов, а также <sup>90</sup>Sr и изотопов плутония (<sup>238</sup>Pu и <sup>239</sup>Pu, <sup>240</sup>Pu).

В суточных пробах выпадений измеряется суммарная бета-активность радионуклидов; в объединенных за месяц пробах определяются выпадения <sup>137</sup>Cs и других гамма-излучающих радионуклидов. Содержание в выпадениях <sup>90</sup>Sr – ниже предела обнаружения используемых методов анализа.

ВФУ фирмы SENYA. Ltd, «Airsample JL-150 HUNTER» содержит двухканальный пробоотборник с отбором воздуха производительностью 150 м<sup>3</sup>/час и 12 м<sup>3</sup>/час на аэрозольный стекловолоконный и углеродный фильтры.

Основной метрологической характеристикой процедуры пробоотбора является погрешность расхода воздуха через фильтры. Для измерения расхода используется ротаметр, который необходимо периодически поверять. Аппаратно-методическое обеспечение поверки ВФУ в РБ отсутствует.

Одной из составных частей экологического мониторинга в развитых странах мира давно является исследование местности на наличие потенциальной радоноопасности. Полученная информация используется для своевременного предупреждения негативных ситуаций и принятия необходимых действий по снижению отрицательного влияния источников поступления радона на население, включая разработку способов противорадоновой защиты для конкретных условий и оценку эффективности осуществляемых природоохранных мероприятий.

Известно, что на долю радона и, прежде всего, короткоживущих ДПР приходится не менее половины эффективной эквивалентной дозы (ЭЭД) облучения населения от всех природных источников ионизирующего излучения. По различным оценкам среднегодовая для человечества индивидуальная ЭЭД составляет 1,0 – 1,3 мЗв при принятой усредненной равновесной концентрации радона-222 в помещениях от 15 до 20 Бк/м<sup>3</sup>. В регионах с умеренным климатом ОА радона в закрытых помещениях в среднем примерно в 5- 8 раз выше, чем в наружном воздухе. В потенциально радоноопасных геологических зонах радоновая составляющая облучения может быть сопоставима или превышать техногенный вклад в коллективную дозовую нагрузку.

Принимая во внимание развитие атомной энергетики и долговременные экологические последствия существующих и потенциальных радиационных загрязнений, актуально снижение всех компонентов воздействия ионизирующих излучений на население, включая дозовые нагрузки от естественного фона, в том числе радона. Проведение защитных мероприятий предполагает выявление и мониторинг потенциально радоноопасных территорий с привлечением соответствующего аппаратно-методического обеспечения, включая средства измерения активности радона в почвенном воздухе и плотности потока радона с поверхности земли.

Международным стандартом в области радоновых измерений является ISO 11665: 2012. Измерение радиоактивности окружающей среды. Воздух: Радон-222.

Следует также отметить актуальность мониторинга антропогенного радиоактивного свинца-210, источниками поступления которого в воздушную среду являются предприятия

металлургической урановой и фосфатной промышленности, а также тепловые электростанции. Свинец-210 входит в схему распада урана-238 и его передвижение в воздушной среде связано с миграцией материнского радионуклида – Rn-222. Образуясь в результате сжигания угля или нефти, радиоактивные аэрозоли могут рассеиваться в атмосфере на большие расстояния. Оседая из воздуха, значительная доля носителя, а вместе с ним и Pb-210 задерживаются на различных компонентах биосферы (почва, растения и др.). Изотоп Pb-210 относится к классам как воздушных, так и водных мигрантов, и может участвовать в пищевых цепочках. Этот радионуклид причисляют к наиболее опасным естественным радиоизотопам и его поведению в биосфере уделяют отдельное внимание.

## **1.2. Контроль водной среды**

Объекты контроля водной среды включают поверхностные и грунтовые воды, питьевую воду (из источников питьевого водоснабжения).

При проведении радиационного контроля выполняют следующие основные процедуры:

- отбор проб;
- подготовка проб для определения радионуклидов;
- приготовление счетных образцов;
- измерение общей альфа- и бета-активности;
- идентификация радионуклидов, измерение их индивидуальных концентраций;
- расчет результатов измерений и погрешностей исследований.

Радиационная безопасность питьевой воды в Республике Беларусь регламентируется Санитарными нормами и правилами «Требования к радиационной безопасности» и Гигиенического норматива «Критерии оценки радиационного воздействия», утвержденными Постановлением Минздрава РБ от 28.12.2012 г., а также Гигиеническим нормативом 10-117-99 «Республиканские допустимые уровни содержания радионуклидов в пищевых продуктах и питьевой воде (РДУ-99).

Для поверхностных и грунтовых вод действуют уровни вмешательства согласно документу СанПин 2.1.2.12-33-2005 «Гигиенические требования к охране поверхностных вод от загрязнения».

Методическое руководство в области проведения радиационного мониторинга поверхностных вод осуществляет ГУ РЦРКМ. Пункты наблюдений радиационного мониторинга поверхностных вод совмещены с пунктами гидрологических наблюдений. Пункты наблюдений организуются на поверхностных водных объектах, подвергшихся радиоактивному загрязнению в результате аварии на Чернобыльской АЭС и на трансграничных участках водных объектов. Периодичность проведения наблюдений по

радиационным показателям определяется с учётом комплекса факторов: размера и водности (объёма) поверхностного водного объекта, международного статуса, хозяйственного назначения, характера и уровня антропогенной нагрузки и т.п. Программа наблюдений на сети радиационного мониторинга поверхностных вод регламентируется названными нормативными документами. В пунктах наблюдений проводится отбор проб поверхностных вод и донных отложений, консервирование и доставка проб в аналитические лаборатории.

Отбор проб регламентируется следующими документами:

СТБ 17.13.05-10-2009/ISO 5667-6:2005. Охрана окружающей среды и природопользование. Аналитический контроль и мониторинг. Качество воды. Отбор проб. Часть 6. Руководство по отбору проб из рек и иных водотоков

ТКП 17.10-08/1(02120) Охрана окружающей среды и природопользование. Гидрометеорология. Правила проведения гидрологических наблюдений и работ. Часть 1.

ТКП «Охрана окружающей среды и природопользование. Аналитический (лабораторный) контроль и мониторинг окружающей среды. Порядок отбора и подготовки проб поверхностных и подземных вод для определения содержания радионуклидов цезия-134, цезия-137 и стронция-90»;

Для измерения содержания Cs-137 в воде используются следующие методики выполнения измерений:

1) МВИ.МН 3421-2010 Методика выполнения измерений объемной и удельной активности гамма-излучающих радионуклидов на гамма-спектрометрах с полупроводниковыми детекторами

2) МВИ.МН 1181-2011 Методика выполнения измерений объемной и удельной активности стронция-90, цезия-137 и калия-40 на гамма-бета-спектрометре МКС-АТ1315, объемной и удельной активности гамма-излучающих радионуклидов цезия-137 и калия-40 на гамма-спектрометре типа EL 1309 (МКГ-1309) в пищевых продуктах, питьевой воде, почве, сельскохозяйственном сырье и кормах, продукции лесного хозяйства и других объектах окружающей среды

3) МВИ.МН 1823-2007 Методика выполнения измерений объемной и удельной активной гамма-излучающих радионуклидов цезия-137, калия-40 в воде, продуктах питания, сельскохозяйственном сырье и кормах, промышленном сырье, продукции лесного хозяйства, других объектах окружающей среды; удельной эффективной активности естественных радионуклидов в строительных материалах, а также удельной активности цезия-137, калия-40, радия-226, тория-232 в почве на гамма-радиометрах спектрометрического типа РКГ- АТ1320.

4) МВИ.МН 4779-2013 Методика выполнения измерений объемной и удельной активности I-131, Cs-134, Cs-137 и эффективной удельной активности природных

радионуклидов К-40, Ra-226, Th-232 на гамма-радиометрах спектрометрического типа РКГ-АТ1320

5) МВИ.МН 4808-2013 Методика выполнения измерений удельной (объемной) активности цезия-137 и эффективной удельной активности природных радионуклидов радия-226, тория-232, калия-40 на гамма-спектрометрах типа "Прогресс".

Для измерения содержания Cs-137, Ra-226, Th-228, К-40 в донных отложениях используются следующие методики выполнения измерений:

1) МВИ.МН 3421-2010 МВИ объемной и удельной активности гамма-излучающих радионуклидов на гамма-спектрометрах с полупроводниковыми детекторами

2) МВИ.МН 1181-2011 Методика выполнения измерений объемной и удельной активности стронция-90, цезия-137 и калия-40 на гамма-бета-спектрометре МКС-АТ1315, объемной и удельной активности гамма-излучающих радионуклидов цезия-137 и калия-40 на гамма-спектрометре типа EL 1309 (МКГ-1309) в пищевых продуктах, питьевой воде, почве, сельскохозяйственном сырье и кормах, продукции лесного хозяйства и других объектах окружающей среды

3) МВИ.МН 1823-2007 Методика выполнения измерений объемной и удельной активной гамма-излучающих радионуклидов цезия-137, калия-40 в воде, продуктах питания, сельскохозяйственном сырье и кормах, промышленном сырье, продукции лесного хозяйства, других объектах окружающей среды; удельной эффективной активности естественных радионуклидов в строительных материалах, а также удельной активности цезия-137, калия-40, радия-226, тория-232 в почве на гамма-радиометрах спектрометрического типа РКГ-АТ1320.

4) МВИ.МН 4779-2013 Методика выполнения измерений объемной и удельной активности I-131, Cs-134, Cs-137 и эффективной удельной активности природных радионуклидов К-40, Ra-226, Th-232 на гамма-радиометрах спектрометрического типа РКГ-АТ1320

5) МВИ.МН 4808-2013 Методика выполнения измерений удельной (объемной) активности цезия-137 и эффективной удельной активности природных радионуклидов радия-226, тория-232, калия-40 на гамма-спектрометрах типа "Прогресс"

6) МВИ.МН 4498-2013 МВИ удельной активности естественных радионуклидов радия-226, тория-232, калия-40 на сцинтилляционных спектрометрах МКС-АТ1315

Определение содержания Sr-90 в пробах проводятся в соответствии со следующими ТНПА (технико-нормативными правовыми актами):

1) СТБ 1059-98 Радиационный контроль. Подготовка проб для определения стронция-90 радиохимическими методами;

2) Методические указания по определению содержания стронция-90 в пробах пресной

воды. Одобрены Методической секцией Межведомственной комиссии по радиационному контролю природной среды при Госкомгидромете СССР 17.03.89.

3) Методические указания по измерению радиоактивных препаратов при проведении радиохимических определений содержания радионуклидов в пробах окружающей среды. Одобрены Методической секцией Межведомственной комиссии по радиационному контролю природной среды при Госкомгидромете СССР 17.03.89.

Измерения суммарной альфа- и бета-активности проводятся в соответствии с документами:

- СТБ ISO 9696-2010 Качество воды. Измерение общей альфа-активности в питьевой воде. Метод толстослойного источника.
- СТБ ISO 9697-2010 Качество воды. Измерение общей бета-активности в питьевой воде. Метод толстослойного источника.

Для контроля радиоактивного загрязнения в результате аварии на Чернобыльской АЭС по РДУ-99 установлены следующие уровни содержания в питьевой воде техногенных радионуклидов: для Cs-137 – 10 Бк/л; для Sr-90 – 0,37 Бк/л. Величины 0,1 Бк/кг для общей альфа-активности и 1,0 Бк/кг для общей бета-активности рекомендованы как те уровни при мониторинге питьевой воды, ниже которых не требуется никаких дальнейших мероприятий. В случае их превышения необходим более детальный радионуклидный анализ воды.

Радиационная безопасность питьевой воды в России регламентируется следующими нормативными документами в области санитарно-гигиенических нормативов:

- Санитарные правила и нормативы СП 2.6.1.2523-99/2009. Нормы радиационной безопасности НРБ-99/2009;
- Санитарные правила и нормы СанПиН 2.1.4.1074-01 (с изменениями от 2010 г.). Питьевая вода. Гигиенические требования к качеству воды централизованных систем питьевого водоснабжения. Контроль качества.

Методические рекомендации [16] распространяются на проведение гигиенического контроля для оценки радиационной безопасности питьевой воды, производимой и подаваемой централизованными системами питьевого водоснабжения (далее - питьевая вода), а также на питьевую воду, разливаемую в емкости промышленным способом.

Для сопоставимости и воспроизводимости результатов измерения суммарной альфа- и бета-активности с точки зрения соответствия питьевой воды требованиям НРБ-99/2009 [13] и СанПиН 2.1.4.1074-01 [16] ниже 0,2 Бк/кг для общей альфа-активности и 1,0 Бк/кг для общей бета-активности рекомендуется использование унифицированного способа концентрирования радионуклидов - выпаривание и единых стандартов сравнения - сульфата калия (стандарт

«Бета») и сульфата кальция с гомогенно распределенными Pu-239 (стандарт «Альфа») как наиболее близких к реальным пробам по матричному и спектральному составу.

Радиометрические установки для измерения суммарной альфа- и бета-активности должны отвечать следующим требованиям:

- минимальная измеряемая альфа-активность  $A_{\text{мин}} (S_a)$  для установленных стандартов сравнения не более 0,02 Бк;
- минимальная измеряемая бета-активность  $A_{\text{мин}} (S_b)$  для установленных стандартов сравнения не более 0,2 Бк.

Методики выполнения измерений должны обеспечивать:

- определение общей альфа- и бета-активности проб воды без учета вклада Rn-222 с короткоживущими продуктами его распада (Po-218, Pb-214, Bi-214, Po-214);
- определение удельной активности легколетучих радионуклидов (I-131, Rn-222 и др.) при возможном присутствии их в воде.

При определении отдельных нормируемых радионуклидов методики выполнения измерений и радиометрические установки должны обеспечивать минимальную измеряемую активность  $A_{\text{мин}}$  не выше 0,1 УВ (уровня вмешательства) для данного радионуклида.

Рекомендуется использовать селективные (избирательные) методы прямого измерения контролируемых радионуклидов, избегая косвенных и расчетных.

Радиометрия как предварительный вспомогательный метод может быть использована при оценке суммарной альфа и бета-активности проб и отбраковке для дальнейшего прохождения на определение радионуклидного состава на гамма, бета и альфа-спектрометрах. **В этом случае суммарная активность является условной величиной.** В процессе измерений активности проб работу **проще и дешевле** выполнить применяя элементарные методы подготовки проб и обычные радиометрические приборы вместо применения спектрометрических методов. Отбраковка позволяет проводить детальные спектрометрические измерения только тех проб, которые превышают выбранный порог активности.

Рекомендуемые методы для радиационного контроля питьевой воды приведены в таблице 1.

Таблица 1. Рекомендуемые методы для радиационного контроля питьевой воды

Измеряемые характеристики	Рекомендуемые методы измерения	Средства измерения	Диапазон измерений, Бк/кг
Суммарная альфа- и бета-активность $A(S_a)$ и $A(S_b)$	Альфа-бета- радиометрический с предварительным концентрированием радионуклидов (выпаривание)	Низкофоновые $\alpha$ -, $\beta$ -радиометры на основе ППД, сцинтилляционных	$0,02-10^3 (S_a)$ $0,02-10^3 (S_b)$

	по регламентированной методике, из объема пробы 0,5 - 1,0 л	детекторов или проточных пропорциональных счетчиков	
Удельная активность $^{238}\text{U}$ , $^{234}\text{U}$ , $^{235}\text{U}$ , $^{232}\text{Th}$ , $^{230}\text{Th}$ , $^{228}\text{Th}$ , $^{239}\text{Pu}$ , $^{240}\text{Pu}$ , $^{242}\text{Pu}$ , $^{238}\text{Pu}$ , $^{241}\text{Am}$	$\alpha$ -спектрометрический с предварительным радиохимическим выделением радионуклидов из объема пробы 0.5 - 1 л и использованием изотопных индикаторов $^{232}\text{U}$ , $^{234}\text{Th}$ , $^{242}\text{Pu}$ , $^{236}\text{Pu}$ , $^{243}\text{Am}$ ;	$\alpha$ -спектрометры на основе ППД или ионизационных импульсных камер	$5 \cdot 10^{-3} - 10^3$
Удельная активность $^{226}\text{Ra}$ , $^{228}\text{Ra}$ , $^{224}\text{Ra}$	Гамма-спектрометрический с предварительным количественным концентрированием изотопов радия из объема пробы 5 - 10 л, герметизацией концентрата и выдержкой для накопления равновесных дочерних продуктов распада, альфа-бета-радиометрический с селективным радиохимическим выделением изотопов радия и измерением по регламентированной методике	Гамма-спектрометры на основе ППД или сцинтилляционных детекторов, низкофоновые альфа-бета- радиометры	(0,05-0,1) $10^3$
Удельная активность $^{210}\text{Po}$ , $^{210}\text{Pb}$	Альфа-бета- радиометрический или альфа- спектрометрический ( $^{210}\text{Po}$ ) с предварительным селективным радиохимическим выделением радионуклидов $^{210}\text{Po}$ , $^{210}\text{Pb}$ или $^{210}\text{Bi}$ из объема пробы 1 - 3 л	Низкофоновые $\alpha$ -, $\beta$ -радиометры на основе ППД и сцинтилляционных детекторов или проточных пропорциональных счетчиков	0,02- $10^3$ (a) 0,05- $10^3$ (b)
Удельная активность $^{137}\text{Cs}$ , $^{134}\text{Cs}$	Гамма-спектрометрический радиометрический с предварительным концентрированием изотопов цезия из объема пробы 1 - 10 л	Гамма- спектрометры на основе ППД или детекторов, бета-радиометры	0,1 - $10^3$
Удельная активность $^{90}\text{Sr}$	Бета - спектрометрический инструментальный или бета-радиометрический с предварительным селективным концентрированием $^{90}\text{Sr}$ из объема пробы 1 - 5 л	Бета- спектрометры, низкофоновые бета-радиометры	0,1 - $10^3$

Продолжение таблицы 1

Удельная активность $^{222}\text{Rn}$	Радиометрический	Радиометры радона	6-800
---------------------------------------	------------------	-------------------	-------

Для измерений суммарной альфа- и бета-активности препаратов водных проб (в виде сухих остатков) используются Методические рекомендации «Суммарная активность альфа- и

бета- излучающих радионуклидов в природных водах (пресных и минерализованных). Подготовка проб к измерениям». С методикой могут быть использованы радиометры любых типов, удовлетворяющие следующим требованиям:

- эффективность регистрации альфа-излучения в геометрии тонкого источника не менее 30% при фоновой скорости счета не более  $0,001 \text{ с}^{-1}$ ;

- эффективность регистрации бета-излучения в геометрии тонкого источника не менее 15% при фоновой скорости счета не более  $0,1 \text{ с}^{-1}$ ;

Применение радиометров для радиационного контроля жидкостей регламентирует ГОСТ 17209-89 Средства измерений объемной активности радионуклидов в жидкости. Общие технические требования и методы испытаний [17].

Для МВИ проб водных объектов рекомендовано использовать радиометры жидкостей типа РЖС-05, предназначенные для измерения объемной активности нуклидов в жидких пробах по бета- или альфа-излучениям. Градуировка и определение чувствительности радиометра проводятся по образцовым растворам нуклидов: Т, С-14, Со-60, Cs-137, Тl-204, Sr-90 + Y-90, Се-144 + Pr-144, Ru-106 + Rh-106, Pu-239.

Радиометры можно использовать для контроля воды, содержащей другие бета-активные или тяжелые альфа-активные нуклиды, после определения чувствительности к излучению нуклидов в реальных аттестованных растворах.

Для измерения более низких уровней альфа- и бета-активности традиционно применяются низкофоновые установки типа УМФ-1500 и УМФ-2000, в которых используются пробы, полученные путем радиохимических и физико-химических методов концентрирования радиоактивных нуклидов.

### **1.3 Контроль почвы**

Радиационный мониторинг почв в Беларуси регламентируется следующими документами:

Инструкция о порядке проведения наблюдений за естественным радиационным фоном и радиоактивным загрязнением атмосферного воздуха, почвы, поверхностных и подземных вод на пунктах наблюдений радиационного мониторинга, утвержденной приказом Министерства природных ресурсов и охраны окружающей среды Республики Беларусь от 18.07.2014 № 230-ОД «Об организации работ по проведению радиационного мониторинга на пунктах наблюдений Национальной системы мониторинга окружающей среды в Республике Беларусь».

Радиационный мониторинг почв проводится по двум направлениям:

– исследования на реперных площадках;

– исследования вертикальной миграции радионуклидов на различных типах почв на территориях с различными уровнями радиоактивного загрязнения  
Исследования вертикальной миграции радионуклидов проводятся на ландшафтных геохимических полигонах.

Кроме этого, в Беларуси проводится радиационное обследование населенных пунктов согласно Закону о правовом режиме территорий, подвергшихся радиоактивному загрязнению в результате катастрофы на Чернобыльской АЭС [4].

Для измерения содержания радионуклидов  $^{137}\text{Cs}$ ,  $^{226}\text{Ra}$ ,  $^{228}\text{Th}$ ,  $^{40}\text{K}$  в почве и отложениях используются следующие методики выполнения измерений:

1) МВИ.МН 3421-2010 Методика выполнения измерений объемной и удельной активности гамма-излучающих радионуклидов на гамма-спектрометрах с полупроводниковыми детекторами

2) МВИ.МН 1181-2011 Методика выполнения измерений объемной и удельной активности стронция-90, цезия-137 и калия-40 на гамма-бета-спектрометре МКС-АТ1315, объемной и удельной активности гамма-излучающих радионуклидов цезия-137 и калия-40 на гамма-спектрометре типа EL 1309 (МКГ-1309) в пищевых продуктах, питьевой воде, почве, сельскохозяйственном сырье и кормах, продукции лесного хозяйства и других объектах окружающей среды

3) МВИ.МН 1823-2007 Методика выполнения измерений объемной и удельной активной гамма-излучающих радионуклидов цезия-137, калия-40 в воде, продуктах питания, сельскохозяйственном сырье и кормах, промышленном сырье, продукции лесного хозяйства, других объектах окружающей среды; удельной эффективной активности естественных радионуклидов в строительных материалах, а также удельной активности цезия-137, калия-40, радия-226, тория-232 в почве на гамма-радиометрах спектрометрического типа РКГ-АТ1320.

4) МВИ.МН 4779-2013 Методика выполнения измерений объемной и удельной активности I-131, Cs-134, Cs-137 и эффективной удельной активности природных радионуклидов K-40, Ra-226, Th-232 на гамма-радиометрах спектрометрического типа РКГ-АТ1320

5) МВИ.МН 4498-2013 МВИ удельной активности естественных радионуклидов радия-226, тория-232, калия-40 на сцинтилляционных спектрометрах МКС-АТ1315

6) МВИ.МН 4808-2013 Методика выполнения измерений удельной (объемной) активности цезия-137 и эффективной удельной активности природных радионуклидов радия-226, тория-232, калия-40 на гамма-спектрометрах типа "Прогресс".

Измерение содержания  $^{90}\text{Sr}$  в почве регламентируется СТБ 1059-98 Радиационный контроль. Подготовка проб для определения стронция-90 радиохимическими методами;

Для измерений содержания  $^{90}\text{Sr}$  в почве используются Методические указания по определению содержания стронция-90 в пробах почвы (Утверждены Межведомственной комиссией по радиационному контролю природной среды при Госкомгидромете СССР 17.03.89) и Методические указания по измерению радиоактивных препаратов при проведении радиохимических определений содержания радионуклидов в пробах окружающей среды (Одобрены Методической секцией Межведомственной комиссии по радиационному контролю природной среды при Госкомгидромете СССР 17.03.89).

#### **1.4 Радиационный контроль сельскохозяйственного сырья и продуктов питания**

Радиационный контроль сельскохозяйственного сырья и продуктов питания в Республике Беларусь основывается на Санитарных нормах и правилах «Требования к радиационной безопасности» и Гигиенических нормативах: «Критерии оценки радиационного воздействия» и «Республиканские допустимые уровни содержания радионуклидов в пищевых продуктах и питьевой воде (РДУ-99)», а также на нормативном документе «Республиканские допустимые уровни содержания цезия-137 и стронция-90 в сельскохозяйственном сырье и кормах» (утв. Минсельхозпродом РБ 03.08.99, согл. МЗ РБ 28.07.99). Кроме того, контроль основывается на:

«Ветеринарно- санитарные правила обеспечения безопасности кормов, кормовых добавок и сырья для производства комбикормов, утв. постановлением Минсельхозпрода РБ от 10.02.2011 № 10 (в редакции постановления Минсельхозпрода РБ от 20.05.2011 №33)

«Единые ветеринарные (ветеринарно-санитарные) требования, предъявляемые к товарам, подлежащим ветеринарному контролю (надзору)», утв. решением Комиссии ТС от 18.06.2010, постановление № 317

Отбор проб сельскохозяйственной продукции и продуктов питания проводится в соответствии со стандартами Республики Беларусь

СТБ 1050-2008 Радиационный контроль. Отбор проб мяса и мясных продуктов, животных жиров и яиц. Общие требования.

СТБ 1051-2012 Радиационный контроль. Отбор проб молока и молочных продуктов. Общие требования.

СТБ 1052-2011 Радиационный контроль. Отбор проб хлебобулочных изделий. Общие требования.

СТБ 1053-98 Радиационный контроль. Отбор пищевых продуктов. Общие требования.

СТБ 1054-2012 Радиационный контроль. Отбор проб овощей и фруктов. Общие требования.

СТБ 1055-2012 Радиационный контроль. Отбор проб картофеля и корнеплодов. Общие требования.

СТБ 1056-98. Радиационный контроль. Отбор проб сельскохозяйственного сырья и кормов. Общие требования

СТБ 1188-99. Вода питьевая. Общие требования к организации и методам контроля качества.

Измерения содержания цезия-137, стронция-90 в пищевых продуктах, сельскохозяйственном сырье и кормах проводятся по методикам, которые также используются для измерений питьевой воды и почвы:

МВИ.МН 3421-2010 Методика выполнения измерений объемной и удельной активности гамма-излучающих радионуклидов на гамма-спектрометрах с полупроводниковыми детекторами

МВИ.МН 1181-2011 Методика выполнения измерений объемной и удельной активности стронция-90, цезия-137 и калия-40 на гамма-бета-спектрометре МКС-АТ1315, объемной и удельной активности гамма- излучающих радионуклидов цезия-137 и калия-40 на гамма- спектрометре типа EL 1309 (МКГ-1309) в пищевых продуктах, питьевой воде, почве, сельскохозяйственном сырье и кормах, продукции лесного хозяйства и других объектах окружающей среды

МВИ.МН 1823-2007 Методика выполнения измерений объемной и удельной активной гамма-излучающих радионуклидов цезия-137, калия-40 в воде, продуктах питания, сельскохозяйственном сырье и кормах, промышленном сырье, продукции лесного хозяйства, других объектах окружающей среды; удельной эффективной активности естественных радионуклидов в строительных материалах, а также удельной активности цезия-137, калия-40, радия-226, тория-232 в почве на гамма-радиометрах спектрометрического типа РКГ- АТ1320.

Радиационная безопасность пищевых продуктов в России регламентируется следующими нормативными документами в области санитарно-гигиенических нормативов:

Санитарные правила и нормативы СП 2.6.1.2523-99/2009. Нормы радиационной безопасности НРБ-99/2009;

Санитарные правила и нормы «Гигиенические требования безопасности и пищевой ценности пищевых продуктов. СанПиН 2.3.2.1078-01» 2002 г. (с дополнениями и изменениями СанПиН 2.3.2.1280-03 от 2003 г.).

Санитарные правила и нормы СанПиН 2.1.4.1074-01 (с изменениями от 2010 г.). Питьевая вода. Гигиенические требования к качеству воды централизованных систем питьевого водоснабжения. Контроль качества.

Применение СанПиН 2.3.2.1078-01 для продукции животного и растительного происхождения регламентируется ветеринарными правилами ВП 13.5.13-00 «Радиационная экспертиза продукции животного и растительного происхождения лабораториями ветеринарно-санитарной экспертизы на продовольственных рынках»,

Отбор проб выполняется в соответствии с методикой МУК 2.6.1.1194-03 «Радиационный контроль. Стронций-90 и цезий-137. Пищевые продукты. Отбор проб, анализ и гигиеническая оценка».

В 2000 году выпущены рекомендации МИ 2453-2000 «ГСИ. Методики радиационного контроля. Общие требования», устанавливающие общие требования к содержанию и изложению методик выполнения измерений (МВИ) и методик радиационного контроля (МРК).

### **1.5 Контроль радиационной обстановки вокруг радиационно-опасных объектов**

В связи с началом строительства Белорусской АЭС в Островецком районе Гродненской области в 2013 году по российскому проекту “АЭС 2006” возникла задача по организации системы КРО вокруг атомной станции. Для решения этой задачи в 2010 г. подготовлены санитарные нормы и правила «Гигиенические требования к проектированию и эксплуатации атомных электростанций», которые включают основные положения международных требований к обеспечению радиационной безопасности [19]. Затем были выпущены новые Гигиенический норматив “Критерии оценки радиационного воздействия” и Санитарные нормы и правила “Требования к радиационной безопасности” в 2012 г. При этом, как было отмечено выше новые белорусские документы отличаются от соответствующих российских документов некоторыми показателями допустимых уровней радиационного воздействия. Такая ситуация создает потенциальные проблемы для предстоящего лицензирования Островецкой АЭС, которая проектировалась на основе требований НРБ-99/2009 и ОСПОРБ-99/2010. По этой причине следует обратить внимание на нормативное и методическое обеспечение радиационного контроля вокруг АЭС, действующее на территории РФ. Кроме того, РФ имеет более чем полувековой опыт эксплуатации АС и других крупных радиационно-опасных объектов.

В Российской Федерации действуют 33 энергоблока на 10 АЭС, 113 исследовательских ядерных установок, 13 промышленных предприятий топливного цикла, а также около 13 тыс. других радиационно-опасных объектов. «Федеральный закон об использовании атомной энергии» № 170-ФЗ от 21.11.95г. регламентирует функционирование этих объектов.

Допустимые нормы радиационной опасности и регламенты работы на российских АС основываются на НРБ 99/2009 и ОСПОРБ 99/2010. Проектирование и эксплуатация АС регламентируются санитарными правилами проектирования и эксплуатации атомных станций (СП АС\_03) [20], а проектирование и эксплуатация санитарно-защитных зон вокруг

радиационных объектов регламентируется СП 2.6.1.2216-07 «Санитарно-защитные зоны и зоны наблюдения радиационных объектов. Условия эксплуатации и обоснование границ» [21].

Нормы радиационной безопасности-99/2009 РФ аналогично белорусским ГН «Критерии оценки радиационного воздействия» регламентируют обязательное определение удельной активности радионуклидов H-3, C-14, I-131, Pb-210, Ra-228 и Th-232 при их возможном присутствии в зонах наблюдения радиационных объектов I и II категории, одинаково определяют характеристики электронного, фотонного и нейтронного излучения. Вместе с тем в названных документах различаются числовые значения критериев принятия решения и сроки реагирования на радиационные аварии и аварийные ситуации.

Согласно ОСПОРБ-99/2010, радиационные объекты разделяются на четыре категории по потенциальной радиационной опасности. В санитарно-защитной зоне наблюдения силами службы защиты радиационной безопасности объекта должен проводиться радиационный контроль. Радиационный контроль должен включать индивидуальный дозиметрический контроль персонала и контроль радиационной обстановки. Аналогичные правила и нормы присутствуют в белорусских СанПинах «Гигиенические требования к обеспечению радиационной безопасности персонала и населения при использовании объектов атомной энергии и источников ионизирующего излучения».

Структурами Росатома создан ряд методических указаний разных уровней по организации радиационного контроля и контроля профессионального облучения [22], включая такие как:

- определение индивидуальных и эквивалентных доз и организация контроля профессионального облучения в контролируемых условиях обращения с источниками ионизирующего излучения. Общие требования (МУ 2.6.1.16\_2000);
- дозиметрический контроль внешнего профессионального облучения. Общие требования (МУ 2.6.1.25\_2000);
- дозиметрический контроль профессионального внутреннего облучения. Общие требования (МУ 2.6.1.26\_2000);
- контроль радиационной обстановки. Общие требования (МУ 2.6.1.14\_2001) [69].

Аналогичные документы потребуются и для Белорусской АЭС.

## **2 АНАЛИЗ ПРИБОРНОЙ БАЗЫ СИСТЕМЫ РАДИАЦИОННОГО КОНТРОЛЯ В РЕСПУБЛИКЕ БЕЛАРУСЬ И РОССИЙСКОЙ ФЕДЕРАЦИИ**

### **2.1 РАДИОМЕТРЫ**

Радиометры – класс приборов, имеющий по своим функциям наибольшее количество видов. При анализе приборной базы радиационного контроля РФ и РБ следует исходить из того факта, что несмотря на широкий ассортимент выпускаемых и находящихся в эксплуатации радиометров, заявленные технические параметры близких по назначению изделий между собой различаются несущественно. Уделяя основное внимание наиболее продвинутым представителям радиометрических приборов с типичными среди своего кластера техническими характеристиками, отметим сопутствующие вопросы методического и метрологического обеспечения. Аспекты применения радиометров в типовых методиках выполнения измерений (МВИ) освещены в главе 1. Сравнение приборов в отношении надежности, цены, обслуживания и т.п. не рассматривается.

### **2.1.1 Задачи и методы радиометрии. Требования к аппаратуре радиометрического контроля**

Объектом радиометрических измерений являются свойства источников и полей ионизирующих излучений. К основным измеряемым величинам в радиометрии относят активность радионуклида в источнике и плотность потока ионизирующих частиц. Результаты измерений могут носить как качественный, так и количественный характер. Качественные методы ориентированы на обнаружение и классификацию источников и полей излучения по значениям наблюдаемых радиационных параметров. Количественные измерения выполняют с целью описания характеристик объекта в численной форме с минимально возможной и известной погрешностью.

Методы измерения активности радионуклидов подразделяют на абсолютные и относительные. В абсолютных методах активность определяют на основании других, связанных с нею величин (часто с использованием физических постоянных), без применения какого-либо другого радионуклидного источника с известной активностью. В относительных методах значение активности в исследуемом источнике определяют по отношению к активности радионуклида в однотипном источнике, аттестованном в качестве эталонной или образцовой меры активности (каким-либо другим независимым методом). При этом неизвестную активность радионуклида определяют на основании сравнения эффектов, вызываемых в компараторе стандартным и измеряемым источниками.

Абсолютные методы измерений активности и производных от нее величин сложны, поскольку методики выполнения таких измерений требуют тщательного анализа источников систематической погрешности и способов их устранения или учета. Абсолютные методы, как правило, реализуют с помощью прецизионных установок, имеющих зачастую уникальный характер и предназначенных для эксплуатации в лабораторных помещениях, отвечающих определенным требованиям. Правильность работы с такими эталонными установками может

быть обеспечена специалистами высокой квалификации. Поэтому абсолютные методы измерений используют лишь в научных исследованиях и в метрологической практике. Во всех других случаях распространены методы относительных измерений. Эти методы значительно проще в практической реализации, методика измерения в них не требует анализа и оценки источников погрешности в том объеме, как для абсолютных методов. Приборы для относительных измерений отличаются простотой эксплуатации и сравнительно невысокой стоимостью.

Независимо от формы представления и способа интерпретации конечных результатов радиометрические методы базируются на сравнении скоростей счета импульсов, детектируемых при наличии и в отсутствие объекта исследования. Измерения могут выполняться с одним или несколькими детекторами, а также зонами отбора импульсов по заданному параметру.

Средства измерений активности радионуклидов и производных от нее величин (радиометрические приборы и установки, далее — радиометры) в соответствии с классификацией, установленной ГОСТ 27451—87 [23], подразделяются на радиометры активности радионуклида в источнике, удельной активности радионуклида, объемной активности радионуклида в жидкости, объемной активности радионуклида в газе, объемной активности радиоактивного аэрозоля, поверхностной активности радионуклида, потока ионизирующих частиц, плотности потока ионизирующих частиц и многофункциональные радиометры, измеряющие две или более физические величины. Кроме того, каждый тип радиометра подразделяется на группы в зависимости от регистрируемого излучения (альфа-, бета-, гамма-радиометр).

К основным параметрам радиометров ГОСТ 4.59—79 [25] относят диапазон измеряемых величин, предел допускаемой основной погрешности или основную погрешность при доверительной вероятности, равной 0,95, чувствительность, энергетическую зависимость чувствительности, нестабильность показаний, уровень собственного фона. В зависимости от типа радиометра этот перечень дополняется в соответствии с требованиями НТД на конкретный тип радиометров (ГОСТ 23923—79 [26], ГОСТ 22251—76 [27], ГОСТ 21496—76 [28], ГОСТ 17225—71 [29]).

Применительно к целям радиационного контроля радиометр рассматривается как прибор для измерения содержания (активности) радионуклидов в теле, в отдельных тканях и на поверхности кожных покровов человека, на единицу объема или поверхности различных сред (воздуха, воды, пищевых продуктов и др.); для измерения плотности потока (мощности флюенса) и флюенса (переноса) ионизирующего излучения.

На радиометры, предназначенные для целей радиационного контроля, в РФ распространяются «Рекомендации по приборному обеспечению дозиметрического и радиометрического контроля в соответствии с НРБ-99/2009 и ОСПОРБ-99/2010» [70].

Отдельное внимание уделяется средствам контроля радиационной обстановки (КРО), который должен проводиться в производственных помещениях радиационного объекта, на его территории, в санитарно-защитной зоне и зоне наблюдения. Инструментальные аспекты системы КРО становятся актуальными для РБ в связи с необходимостью мониторинга радиоэкологических нагрузок, возможных после ввода в эксплуатацию собственной АЭС.

Требования к радиометрам в области КРО устанавливаются ГОСТ 29074-91 «Аппаратура контроля радиационной обстановки. Общие требования» (Актуализированные 1 декабря 2013). Документ распространяется на вновь разрабатываемую и модернизируемую аппаратуру, предназначенную для контроля параметров, характеризующих радиационную обстановку (РО), на радиационно-опасных и радиационно-чувствительных объектах. устанавливает общие требования к объему контроля РО, обеспечиваемому аппаратурой, номенклатуру видов технических средств контроля РО, входящих в ее состав и общие требования к ним при нормальной и аварийной РО, распространяется на средства, предназначенные для эксплуатации как автономно, так и в составе систем контроля РО любого уровня.

Методические указания с действующим в настоящее время в РФ статусом /Руководящие документы по энергетическому комплексу: <http://en-doc.ru/mu-2-6-1-14-2001/> МУ 2.6.1. 14-2001. «2.6.1. Ионизирующее излучение, радиационная безопасность контроль радиационной безопасности. общие требования» формулируют общие требования к аппаратуре и организации КРО на предприятиях Минатома России на основе "Норм радиационной безопасности (НРБ-99)" и "Основных санитарных правил обеспечения радиационной безопасности (ОСПОРБ-99)", а также концепций и подходов, принятых в Публикации №60 МКРЗ 1990 года и в Международных Основных Нормах Безопасности для защиты от ионизирующих излучений и безопасности источников излучений 1996 года.

Следуя классификации по методу и способу контроля параметров радиометры подразделяются на приборы:

- непосредственного контроля;
- контроля с отбором и подготовкой проб.

### **2.1.2 Радиометры непосредственного контроля объемной активности газов и аэрозолей в воздухе**

Специфика и сложность решения перечисленных выше (в гл.1) задач радиационного контроля воздушной среды позволяет рассматривать их как отдельное направление ядерного

приборостроения, тем более что традиционно к радиометрии аэрозолей всегда относили и задачи по контролю радиоактивного йода и его паров, а нередко и еще более сложных газоаэрозольных соединений и смесей.

Приоритетными направлениями аэрозольного приборостроения всегда считались работы по созданию стационарных радиометров, а также блоков и устройств детектирования аэрозолей для различного рода информационно-измерительных систем радиационного контроля, для установок контроля газоаэрозольных выбросов АЭС и других радиационно-опасных объектов. Самая большая потребность сформировалась в стационарных радиометрах аэрозолей для непрерывного мониторинга воздушной среды в рабочих помещениях. При этом их технические характеристики носили и носят объектовую ориентацию (АЭС, радиохимические производства и т.д.).

По назначению газоаэрозольные радиометры разделены на три группы: радиометры альфа- и/или бета-активных аэрозолей, газов и йода; отдельно отмечено наличие мобильного варианта радиометров, востребованного многими потребителями. Детальный обзор таких радиометров, использующихся в системе радиационного контроля РФ приведен в [68]

Совершенствование российской аппаратурно-методической базы аэрозольного приборостроения и установок контроля газоаэрозольных выбросов проходит в рамках создания и промышленного освоения автоматизированных комплексов контроля радиационной безопасности (АСКРБ) и комплексов технических средств контроля радиационной обстановки (КТС КРО) типа «Орешник-Т».

Типичным представителем средств измерения объемной активности альфа- и бета-активных аэрозолей является установка УДА-1АБ (Россия), которая относится к элементам нормальной эксплуатации атомных станций (номер в госреестре Беларуси: РБ 03 17 3167 09). УДА-1АБ является функционально законченным прибором, в состав которого включены устройство детектирования аэрозолей (блоки детектирования, лентопротяжный механизм, лента-фильтр типа ЛФС-2-5, электронные блоки), воздуходувка и другое оборудование. Принцип действия установки состоит в анализе энергетического спектра частиц, испускаемых радионуклидами, осевшими на фильтре в результате прокачки через него воздуха. Назначение установки - непрерывный автоматический контроль концентрации радиоактивных аэрозолей в автономном режиме или в составе автоматических систем радиационного контроля в воздухе рабочих помещений и систем вентиляции. Основные технические характеристики установки УДА-1АБ приведены в таблице 2.

Таблица 2. Основные технические характеристики установки УДА-1АБ

Тип детекторов	кремниевый и спектрометрический
----------------	---------------------------------

Количество детекторов	2 (измерительный и компенсационный)
Диапазон измерения:	
объемной активности альфа-излучателей	$10^{-2} \div 2 \cdot 10^5$ Бк/м <sup>3</sup>
объемной активности бета-излучателей (по Sr(Y)-90)	$10^{-1} \div 10^6$ Бк/м <sup>3</sup>
Диапазон индикации эквивалентной равновесной объемной активности Rn-222	$1 \div 2 \cdot 10^5$ Бк/м <sup>3</sup>
Погрешность измерения объемной активности:	
для альфа-излучающих аэрозолей в диапазоне измерения $10^{-2} \div 1$ Бк/м <sup>3</sup>	$\pm 50$ %
для альфа-излучающих аэрозолей в диапазоне измерения $1 \div 2 \cdot 10^5$ Бк/м <sup>3</sup>	$\pm 20$ %
для бета-излучающих аэрозолей в диапазоне измерения $10^{-1} \div 10$ Бк/м <sup>3</sup>	$\pm 50$ %
для бета-излучающих аэрозолей в диапазоне измерения $10 \div 10^6$ Бк/м <sup>3</sup>	$\pm 20$ %
Энергетический диапазон регистрации:	
альфа-излучения	3,0 ÷ 9,0 МэВ
бета-излучения	0,05 ÷ 3,0 МэВ
Объемный расход воздуха через фильтр	5 ÷ 60 л/мин
Погрешность измерения расхода воздуха	не более $\pm 10$ %

Применяемые на предприятиях ЯТЦ радиометры газов и аэрозолей не обеспечивают контроль низкоэнергетических и генетически значимых радионуклидов - трития и углерода-14, чрезвычайно важных для оценки радиационной нагрузки на персонал, население и окружающую среду в соответствии с гигиеническими требованиями. Измерения других радионуклидов выполняются в основном с целью технологического контроля работы оборудования предприятий Минатома и АЭС.

Задача обнаружения потенциально опасных концентраций радиоактивных загрязнений в атмосфере, тем более их идентификация, осложняется изменчивым природным аэрозольным фоном, который зачастую может на порядок и более превышать потенциально опасные значения, характерные для объемных активностей долгоживущих техногенных радионуклидов: от сотых и десятых долей (альфа-излучатели Pu-239, Pb-210) до единиц Бк/м<sup>3</sup> (изотопы с типом бета- распада Sr-90, I-129, Co-60).

Для правильной интерпретации результатов анализа необходимо отслеживать текущие концентрации высокодисперсных радиоактивных аэрозолей, источниками которых являются природные ИРГ радон (Rn-222) и торон (Rn-220). Вклад торона, как правило, на порядок ниже и им обычно можно пренебречь. При среднемировых значениях содержания радона в атмосферном воздухе  $5$  Бк/м<sup>3</sup> и коэффициента равновесия с дочерними продуктами (ДПР: Po-218, Pb-214 и Bi-214)  $F=0,8$  эквивалентная равновесная объемная активность радона (ЭРОА) составляет  $4$  Бк/м<sup>3</sup> с типичным интервалом вариации по континентальным регионам в зависимости от географического положения  $1,1$  Бк/м<sup>3</sup>. ДПР после образования и до распада

существуют в атмосферном воздухе в составе аэрозольного компонента. Изменение концентрации ДПР обусловлено как радиоактивным распадом, так и их поведением (присоединением к аэрозольным частицам, рекомбинацией, седиментацией, перемещением в результате диффузии и пр.). Все эти факторы приводят к сдвигу радиоактивного равновесия между радоном и ДПР и сильной его зависимости от внешних условий (температура, влажность воздуха, ветер).

Большое внимание к «радоновой» проблеме отразилось на развитии специализированных средств измерения. Последнее десятилетие характеризуется разработкой большого количества типов аппаратуры для радиационного контроля радона, торона и их дочерних продуктов, ориентированных не только на удовлетворение потребностей атомной промышленности, но и предназначенных для контроля жилых зданий, различных строений, строительных площадок и т.п. В гигиенических нормативах установлены значения уровней содержания радона и торона в производственных и жилых помещениях. Определены и требования к метрологическому обеспечению радиометров.

Современные радиометры альфа-активных газов (радон и торон) и их дочерних продуктов предназначены для решения следующих радиоэкологических задач:

- 1) измерения объемной активности (ОА) радона, торона и их дочерних продуктов распада в воздухе;
- 2) измерения эквивалентной равновесной объемной активности (ЭРОА) радона и торона в воздухе жилых, общественных и производственных зданий и сооружений;
- 3) контроль радона в источниках питьевого водоснабжения и питьевой воды;
- 4) измерения плотности потока радона (ППР) с поверхности грунта земельных участков под строительство жилых домов, зданий и сооружений общественного и производственного назначения;
- 5) измерения объемной активности радона в почвенном воздухе.

Новый измерительный комплекс «Альфарад плюс» (ООО"НТМ-Защита", Россия) (таблица 3) отличается полным набором опций для измерений ОА, ЭРОА радона и торона в различных средах с помощью одного прибора (№ госреестра РБ 03 17 5480 14).

Таблица 3. Технические характеристики радонометрического комплекса «Альфарад плюс»

<b>Блок измерения ЭРОА</b>	
Диапазон измерения ЭРОА радона	$1,0 \div 1,0 \cdot 10^6$ Бк·м <sup>-3</sup>
Диапазон измерения ЭРОА торона	$0,5 \div 1,0 \cdot 10^4$ Бк·м <sup>-3</sup>
Предел допускаемой основной относительной погрешности	±30 %
Уровень собственного фона блока измерения ЭРОА	не более 0,002 с <sup>-1</sup>
Объемный расход воздуха через фильтр	10,0±0,5 л/мин
<b>Блок измерения ОА</b>	
Диапазон измерения ОА радона-222 в воздухе	$1,0 \div 2,0 \cdot 10^6$ имп./с

Диапазон измерения Po-216(ThA)	$1 \cdot 10^{-3} \div 1 \cdot 10^2$ имп./с
Предел допускаемой основной относительной погрешности измерения объемной активности радона-222 в воздухе	$\pm 20$ %
Объемный расход микровоздуховки	$1,0 \pm 0,2$ л/мин
Уровень собственного фона блока измерения ОА	$0,3$ Бк·м <sup>-3</sup>
Диапазон измерения ОА радона-222 в пробах воды	$6 \div 800$ Бк/кг
Предел допускаемой относительной погрешности при измерениях ОА радона-222 в воде	$\pm 30$ %
Диапазон измерения плотности потока радона с поверхности грунта	$20 \div 10^3$ мБк/с·м <sup>2</sup>
Предел допускаемой относительной погрешности при измерениях плотности потока радона-222 с поверхности грунта	$\pm 30$ %
Диапазон измерения ОА радона-222 с предварительным отбором проб воздуха в пробоотборники	$20 \div 10^7$ Бк·м <sup>-3</sup>
Предел допускаемой относительной погрешности при измерениях ОА радона-222 с предварительным отбором проб воздуха в пробоотборники	$\pm 30$ %
Диапазон измерения ОА радона-222 в пробах почвенного воздуха	$10^3 \div 10^6$ Бк·м <sup>-3</sup>
Предел допускаемой относительной погрешности при измерениях ОА радона-222 в почвенном воздухе	$\pm 30$ %
Предел допускаемой дополнительной относительной погрешности блоков при изменениях температуры от +1 до +35 °С	$\pm 10$ %

### 2.1.3 Радиометры непосредственного контроля активности нуклидов в жидкости

К радиометрам такого класса относятся приборы прямого измерения объемной активности жидкой среды с блоками детектирования проточного или погружного типа. Подобные приборы не требуют предварительного пробоотбора и обычно используются на АЭС для контроля активности теплоносителя в системе охлаждения реактора.

Примером такого исполнения может служить устройство УДЖГ-А06Р (НПП «Атомкомплексприбор», Украина) предназначенное для измерения суммарной объемной активности нуклидов в жидкости технологических контуров АЭС по гамма-излучению. Применяется в составе измерительного канала аппаратуры контроля радиационной безопасности на АЭС. Возможны различные модификации устройств детектирования типа УДЖГ для разных диапазонов измерения объемной активности жидкости.

ФГУП НИЦ "СНИИП" является ведущей российской организацией в области приборостроения для измерения объемной активности бета-гамма-излучающих радионуклидов в жидкости, в том числе в составе систем КРО на объектах с атомными энергетическими установками и других объектах, связанных с получением, переработкой и использованием радиоактивных материалов.

Для обеспечения непрерывного автоматического контроля системы водоснабжения разработаны проточное устройство УДЖГ-35Р и погружной блок детектирования БДЖБ-19П. Сцинтилляционный комбинированный блок детектирования БДЖБ-19П обеспечивает измерение объемной активности в диапазоне от 1,0 до  $3,7 \cdot 10^4$  кБк/м<sup>3</sup> бета-излучающих радионуклидов с энергией от 0,01 до 1,25 МэВ по фотонному излучению в погружном варианте. Для УДЖГ-35Р в режиме протока диапазон измерений составляет 1,0 до  $3,7 \cdot 10^4$  кБк/м<sup>3</sup>.

Для измерения объемной активности бета-излучающих нуклидов в сетевой охлажденной воде предназначен проточный радиометр жидкости РЖБ-11М, технические характеристики которого приведены в таблице 4.

Таблица 4. Технические характеристики проточного радиометра жидкости РЖБ-11М

Диапазон измерения Бк/л, при естественном внешнем фоне	от 20 до $3,7 \cdot 10^4$ (по $^{90}\text{Sr} + ^{90}\text{Sr}$ );
Объем контролируемой пробы, см <sup>3</sup>	1000
Время измерения, с	от 10 до 2000
Предел основной относительной погрешности, %	$\pm 40$
Режим измерения	непрерывный
Давление в контролируемой сети, атм - не более	10
Рабочий диапазон температур, °С	от +4 до +50
Дополнительная относительная погрешность не более на 10°С	2%

В РБ разработан и выпускается погружной многофункциональный спектрометр МКС-АТ6104ДМ (УП «Атомтех» РБ), предназначенный для радиационного мониторинга пресной и морской воды, а также донных отложений. Измерения проводятся на глубинах до 150 м без предварительного пробоотбора и пробоподготовки. Гамма-излучение контролируемых радионуклидов регистрируется блоком детектирования, размещенным в термоударопрочном водонепроницаемом контейнере из нержавеющей стали. Спектрометрическая информация с блока детектирования по специальному кабелю передается в персональный компьютер и выводится на экран. Использование алгоритмов обработки аппаратурных спектров, реализованных в прикладном программном обеспечении ПК, позволяет получить данные о радиоизотопном составе и объемной активности по отдельным радионуклидам. Технические характеристики спектрометра МКС-АТ6104ДМ приведены в таблице 5.

Таблица 5. Технические характеристики спектрометра МКС-АТ6104ДМ

Детектор гамма-излучения	Сцинтилляционный, NaI(Tl) Ø63×63 мм
Диапазон энергий регистрируемого гамма-излучения	50 кэВ – 3 МэВ
Идентифицируемые радионуклиды	$^{134}\text{Cs}$ , $^{137}\text{Cs}$ , $^{131}\text{I}$ , $^{40}\text{K}$ , $^{226}\text{Ra}$ , $^{232}\text{Th}$

Диапазон измерения удельной активности радионуклидов в воде в геометрии измерения 4π:	
Cs-134, Cs-137 (время измерения - 30 минут)	3 – 1·10 <sup>6</sup> Бк/кг
K-40	250 – 2·10 <sup>4</sup> Бк/кг
Диапазон измерения удельной активности радионуклидов Cs-134, Cs-137 в донных отложениях в геометрии измерения 2π:	50 – 1·10 <sup>5</sup> Бк/кг
Основная относительная погрешность измерения активности	не более ±30%
Диапазон измерения удельной активности радионуклидов Cs-134, Cs-137 в донных отложениях в геометрии измерения 2π:	50 – 1·10 <sup>5</sup> Бк/кг
Основная относительная погрешность измерения активности	не более ±30%

### 2.1.4 Радиометры для контроля активности нуклидов в объектах внешней среды с отбором и подготовкой проб

Радиометры для измерения активности проб различных объектов занимают ведущее место в приборном парке радиационного контроля. В зависимости от решаемой задачи и типа пробы измеряемые радиометрические величины могут быть представлены суммарной или парциальными активностями нуклидов, которые регистрируются по одному виду излучения (альфа-, бета- или гамма), так и в каком-либо их сочетании.

Общая схема проведения РК природных объектов включает следующие процедуры:

- отбор проб;
- приготовление счетных образцов;
- измерение общей или парциальных активностей радионуклидов в счетном образце на радиометре;
- расчет результатов и погрешностей измерений удельной (объемной) активности радионуклидов в пробе и объекте.

Говоря о погрешности измерения удельной или объемной активности, необходимо подчеркнуть, что она зависит от ряда факторов, характеризующих весь измерительный процесс. Поэтому достаточно однозначно можно говорить лишь о погрешности градуировки прибора и статистической погрешности. Суммарная погрешность для разных радиометров находится в пределах 20— 40 %.

Интегральные (неселективные) методы измерения счетных образцов применимы в случае оценивания их суммарной активности или когда она определяется только одним радионуклидом или нуклидами, генетически связанными между собой цепочками радиоактивного распада. Чаще образцы содержат смесь различных радионуклидов. При этом требуется определить активность каждого нуклида или его относительное содержание. Такие

задачи возникают при контроле объектов окружающей среды и пищевых продуктов на радиоактивную загрязненность, при анализе чистоты радионуклидного сырья (источников и растворов) с целью выявления наличия примесных радионуклидов, в атомной энергетике для контроля за степенью выгорания ТВЭЛов и другими технологическими процессами, при определении содержания естественных радиоактивных веществ в рудах, естественных и искусственных радиоактивных нуклидов в живых организмах и т. д.

Все эти задачи, несмотря на их специфику и разнообразие, сводятся фактически к идентификации радионуклидов в объекте и определению их активности или процентного содержания. Идентификация производится, как правило, путем определения энергии излучения из информативной части спектра, измеренного на спектрометре или избирательном радиометре (радиометре спектрометрического типа).

Определение активности того или иного радионуклида, находящегося в образце, производится по известной чувствительности спектрометра/радиометра к излучению соответствующей энергии.

Методику выполнения измерений, тип и параметры спектрометра/радиометра выбирают из условий поставленной задачи, включающих выбор энергетического диапазона и вида измеряемого излучения, требования к точности измерения и пределу обнаружения отдельных радионуклидов, учета специфических особенностей пробы и т.п.

### **2.1.5 Альфа-радиометры**

Известно, что измерение альфа-активности принадлежит к наиболее сложной задаче радиационного контроля, как с методической, так и инструментальной сторон, что обусловлено высокой степенью поглощения тяжелых заряженных частиц в пробе и входном окне детектора. Основная методическая трудность заключается в отборе и подготовке проб природной среды с концентрированием радионуклидов и изготовлением счетных образцов. Главными объектами контроля содержания альфа-излучающих нуклидов являются воздух и питьевая вода.

В альфа-радиометрии преимущественно используются спектрометрические устройства с полупроводниковыми поверхностно-барьерными детекторами. Эти детекторы характеризуются тонким мертвым слоем и глубиной чувствительной области, достаточной для спектрометрии альфа-излучения с энергией до 10 МэВ.

Однако и давно известные сцинтилляционные детекторы на основе ZnS (Ag), уступая ППД в энергетическом разрешении, до сих находят достойное применение, благодаря их простоте и высокой конверсионной эффективности. В группе сцинтилляционных альфа-радиометров можно упомянуть прибор МКС-01А «Мультирад-АР», который используется для измерения суммарной альфа-активности в тонкослойных (спектрометрических) и

толстослойных счетных образцах, а также суммарной альфа-активности, осажденной на аэрозольном фильтре.

Более современный альфа-спектрометр полупроводниковый МКС-01А «МУЛЬТИРАД-АС» предназначен для измерения энергетических спектров альфа-излучающих нуклидов и осколков деления; измерения активности альфа-излучающих нуклидов в тонкослойных (спектрометрических) счетных образцах.

Технические характеристики МКС-01А «МУЛЬТИРАД-АС»

Тип детектора: ионно-имплантированный кремниевый.

Параметры детектора:

- входное дезактивируемое окно;
- чувствительная площадь - 400-3000 мм<sup>2</sup>;
- фон в интервале 3-8 МэВ - не более 0,9 имп./час см<sup>2</sup> для детектора 400 мм<sup>2</sup>;
- энергетическое разрешение (ПШПВ) по линии Р<sub>о</sub>-210 (5305 кэВ) - 22-28 кэВ.

Счетный образец:

тонкослойный: диаметр до 60 мм.

Способ приготовления – электролитическое осаждение

Время откачки рабочей камеры до остаточного давления 0,4 мм рт.ст.: не более 10 минут.

Автоматически поддерживаемый диапазон значений рабочего давления в рабочей камере 0,5 - 5,0 мм рт.ст.

Энергетический диапазон:

0,5 - 10 МэВ для альфа-частиц

5 - 200 МэВ для осколков деления

Фон, не более 2 имп/час.

Минимальная измеряемая активность 0,1 Бк.

Программное обеспечение "Прогресс-2000" позволяет проводить расчет неопределенности измерений, размещение результатов измерений в базе данных, имеется настраиваемая форма протокола измерений с учетом требований заказчика.

Масса 800 г.

Таблица 6. Технические характеристики МКС-01А «Мультирад-АР»

Тип детектора	Сцинтилляционный, на основе ZnS
Диаметр детектора	70 мм
тонкослойный счетный образец	
диаметр	до 70 мм
способ приготовления	электролитическое осаждение
толстослойный счетный образец	
диаметр, мм	70

Масса, мг	200 - 300
способ приготовления	спиртовое нанесение мелкодисперсных порошков, полученных радиохимическим концентрированием или выпариванием из проб воды, измельчением твердых проб
Энергетический диапазон	2-9 МэВ
Минимальная измеряемая активность, Бк	0,05
Фон	не более 0,003 имп/с

### 2.1.6 Бета-радиометры

Особенностью бета-радиометрии является незначительная длина свободного пробега бета-частиц и их сильное рассеяние в веществе поглотителя, а также непрерывный вид энергетического спектра электронов, испускаемых при бета-распаде. Очень часто возбуждение конечного ядра при бета-распаде снимается несколькими путями с последовательным испусканием гамма-квантов с разными энергиями. Сопутствующее гамма-излучение увеличивает фоновую составляющую бета-радиометров. Например, цезий-137, который распадается, излучая бета-частицу (электрон) и гамма-квант (фотон), можно регистрировать как бета-детектором (с поправкой на эффективность к гамма-излучению), так и детектором гамма-излучения. Исключение составляет небольшое число радионуклидов, испускающих при распаде только бета-излучение. Из них наиболее радиологически значимым является стронций-90, при распаде которого образуется иттрий-90. Последний, в свою очередь, также испускает бета-частицы, поэтому в образце всегда присутствуют два радиоизотопа: Sr-90+Y-90.

Регистрация бета-излучения происходит с верхнего тонкого слоя, остальные бета-частицы поглощаются в самом образце, не достигая детектора. Бета-излучающие образцы делают очень тонкие или достаточно толстые для стабилизации бета-спектра над поверхностью образца.

Для регистрации бета-излучения распространение получили органические и пластиковые сцинтилляторы имеющие меньшие времена высвечивания (порядка единиц — десятков наносекунд) по сравнению с неорганическими, но и меньший световыход. Органические сцинтилляторы широко используют для детектирования и спектрометрии бета-излучения, поскольку обратное рассеяние от поверхности такого сцинтиллятора существенно меньше, чем от детектора с большим атомным номером. Для этой цели чаще всего применяют недорогие пластиковые сцинтилляторы, которые выпускают разнообразных типоразмеров, в том числе с геометрией, обеспечивающей уменьшение эффекта обратного рассеяния.

Сцинтилляционные бета-радиометры обеспечивают измерение активности в диапазоне от 0,2 до  $3,7 \cdot 10^6$  Бк/кг таких радионуклидов как Sr-90 + Y-90, Cs-137, Co-60, C-14, Ce-144 + Pr-

144, Ru-106 + Rh-106, Ar-41, Kг-85, Хе-133. Градуировка и определение чувствительности бета-радиометров проводятся по образцовым растворам нуклидов. Типичным представителем аппаратуры предыдущего (но до сих пор используемого в радиационном контроле) поколения бета-радиометров, предназначенных для измерения сыпучих и жидких проб объектов природной среды в лабораторных и полевых условиях является РУБ-01П5 (Пятигорск, Россия) с пределами измерения от 1.9 до  $3.7 \cdot 10^3$  Бк/кг по Sr-90+Y-90 с погрешностью +50%.

Необходимые функции прибора для измерения активности бета-излучающих нуклидов воплощены в сцинтилляционном бета-спектрометре МКС-01А «МУЛЬТИРАД-БЕТА», предназначенного для измерения удельной активности радионуклида Sr-90 в счетных образцах, прижизненного определения активности радионуклида Sr-90 в костной ткани человека (СИЧ-бета), измерения активности бета-излучающих радионуклидов в счетных образцах с известным радионуклидным составом, измерения суммарной бета-активности счетных образцов и измерения аппаратурных бета-спектров. Спектрометр МКС-01А позволяет измерять активность радионуклида Sr-90 в пробах биологического происхождения без специальной пробоподготовки, снабжен специализированными радиохимическими методиками, в ряде случаев существенно облегчающими процесс измерения. Существует также возможность измерения активности радионуклида Sr-90 в пробах почвы и других пробах внешней среды с использованием специализированных методик ускоренного радиохимического концентрирования, прибор обладает светодиодной стабилизацией.

Технические характеристики бета-спектрометра МКС-01А «МУЛЬТИРАД-БЕТА»:

Тип детектора: сцинтилляционный пластмассовый,

Размеры детектора

– БДИБ-70-01А: 70×10 мм

– БДИБ-150-01А: 150×10 мм

Масса счетного образца

– БДИБ-70-01А: до 18 г

– БДИБ-150-01А: до 200 г

Энергетический диапазон от 100 кэВ до 4 МэВ

Фон:

– БДИБ-70-01А: не более 1,7 имп/с,

– БДИБ-150-01А: не более 10 имп/с.

Минимальная измеряемая активность (Sr-90)

– БДИБ-70-01А: - 100 Бк/кг для нативных проб - до 0,1 Бк/кг с применением р/х методик

– БДИБ-150-01А: 30 Бк/кг для нативных проб

Программное обеспечение "Прогресс-2000" позволяет осуществлять расчет неопределенности измерений, размещать результаты измерений в базе данных, создавать настраиваемую форму протокола измерений с учетом требований заказчика.

Основная погрешность измерения составляет не более 10 %.

Современные модели радиометров, как правило, являются многоканальными по отношению к виду регистрируемого излучения. Подобные комбинированные радиометры и спектрометрические системы для измерения радиоактивных источников с регистрацией смешанного ионизирующего излучения рассматриваются ниже.

### **2.1.7 Гамма-радиометры. Спектрометры смешанного ионизирующего излучения**

Приборы и методы измерения гамма-излучения занимают ведущее место в прикладных ядерно-физических задачах. В зависимости от первичного преобразователя энергии излучения гамма-радиометрическая аппаратура делится на две основные группы приборов - сцинтилляционные и полупроводниковые. Наибольшее распространение получили сцинтилляционные радиометры, обладающие на данный момент наилучшим соотношением комплекса параметров назначения и стоимости изделия.

Сцинтилляционные детекторы на базе неорганических монокристаллов являются классическими детекторами, используемыми при регистрации гамма и рентгеновского излучения. Основной областью применения этих кристаллов - гамма-спектрометрия гамма-спектрометрия низких энергий до 3 МэВ и прикладные радиометрические измерения. В 70-х годах неорганические сцинтилляторы стали вытесняться из спектрометрии низких энергий более прецизионными полупроводниковыми детекторами. Однако неорганические сцинтилляторы остаются вне конкуренции при регистрации малых потоков частиц, не требующих большого разрешения, в спектрометрических детекторах больших размеров и многоканальных спектрометрических установках с 4 $\pi$ -геометрией. Монокристаллы NaI(Tl) и CsI(Tl) и сейчас являются базовыми детекторами гамма и рентгеновского излучения, используемыми для решения прикладных задач на основе ядерно- физических методов анализа и контроля, не смотря на появление новых перспективных сцинтиллирующих материалов.

Полупроводниковые детекторы (ППД) занимают ведущее положение в гамма- и рентгеновской спектрометрии. Это связано, прежде всего, с их высокой разрешающей способностью, обеспечивающей проведение прецизионных спектрометрических измерений. Существуют перспективы создания на их основе кристаллов с достаточно большим чувствительным объемом для увеличения их эффективности регистрации. Используются преимущественно детекторы на основе германия и кремния. По сравнению с другими полупроводниковыми материалами такими, как, например, HgI<sub>2</sub>, CdTe, GaAs, они обладают

значительно лучшими характеристиками, позволяющими изготавливать на их основе полупроводниковые детекторы с рекордным энергетическим разрешением, но и самой высокой стоимостью.

Современное состояние детекторов и приборов на их основе, перспективы их использования для целей радиационного контроля изложены ниже в разделе 3 «Новые детекторы и перспективы их использования для целей радиационного контроля».

В Приложении Б приведены основные технические характеристики известных современных радиометров и спектрометров, применяемых в системе радиационного контроля.

Ведущей организацией в области разработки и производства приборов радиационного контроля в РБ является УП «Атомтех» (г. Минск). Продукция УП «Атомтех» широко используется в РБ и поставляется в страны ближнего и дальнего зарубежья.

Дозиметр-радиометр поисковый МКС-РМ 1402М производства ООО «Полимастер» предназначен для поиска, локализации и экспресс-идентификации ядерных и радиоактивных материалов. Он оснащается семью портативными блоками детектирования. Дозиметр имеет встроенный анализатор с запоминанием спектров и возможность их передачи на ПЭВМ. Диапазон измерения мощности эквивалентной дозы фотонного излучения от 0,05 мкЗв/ч до 100 мЗв/ч (с разными блоками детектирования) при энергии фотонного излучения 0,06 – 1,5 МэВ. Приборы позволяют проводить измерение плотности потока альфа- и бета-излучения, оценку мощности эквивалентной дозы нейтронного излучения.

Одной из новых разработок УП «Атомтех» является высокочувствительный широкодиапазонный избирательный сцинтилляционный гамма-радиометр спектрометрического типа РКГ-АТ1320С, предназначенный для измерения объемной (удельной) активности радионуклидов I-131 Cs-134, Cs-137, K-40, Ra-226, Th-232 в пробах с использованием сосуда Маринелли емкостью 1 л и плоских сосудов емкостью 0,5 и 0,1 л.

Принцип действия радиометра основан на анализе амплитудного распределения импульсов с блока детектирования. Информация с блока детектирования в режиме реального времени считывается ПК и после обработки выводится на монитор. Специализированное программное обеспечение, установленное в ПК, предназначено для управления режимами работы радиометра, отображения накопленной информации, вычисления активности и погрешности измерения гамма-излучающих радионуклидов в геометриях измерения, ведения электронного журнала результатов измерений. В ходе измерений осуществляется предварительный анализ радионуклидного состава пробы. Вычисление активности осуществляется по результатам идентификации присутствующих в контролируемой пробе радионуклидов.

Многофункциональный портативный спектрометр МКС-АТ6101ДР – одна из последних разработок предприятия. Предназначен для идентификации радионуклидов,

определения содержания естественных радионуклидов K-40, Ra-226, Th-232, измерения поверхностной активности техногенных радионуклидов Cs-134 и Cs-137 в почвах и грунтах в геометрии измерения *in situ* (без отбора проб в месте естественного залегания), а также измерения удельной активности радионуклидов Cs-137 и Cs-134 в воде, продуктах питания, продукции агропромышленного комплекса и лесного хозяйства без проведения предварительной пробоподготовки. Спектрометр может быть использован также для измерения мощности амбиентного эквивалента дозы гамма-излучения на объектах радиационного контроля. Благодаря наличию GPS - приемника обеспечивается привязка полученных данных к географическим координатам. В качестве детектора гамма-излучения используется сцинтилляционный кристалл NaI(Tl) Ø63x63 мм. Диапазон энергий 50 кэВ – 3 МэВ. Диапазон измерения эффективной удельной активности K-40, Ra-226, Th-232 в геометрии 2π - 100 – 10<sup>4</sup> Бк/кг, в геометрии 4π - 50 – 10<sup>4</sup> Бк/кг. Диапазон измерения: поверхностной активности Cs-134, Cs-137 в геометрии 2π 4 – 3700 кБк/м<sup>2</sup> (0,1 – 100 Ки/км<sup>2</sup>), удельной активности Cs-134, Cs-137 в геометрии 4π - 50 – 10<sup>6</sup> Бк/кг. Основная относительная погрешность измерений содержания контролируемых радионуклидов не более ± 30 %.

По своим параметрам назначения радиометр РКГ-АТ1320С и спектрометр МКС-АТ6101ДР отвечают современным требованиям, предъявляемым к приборам такого класса.

В России на данный момент существует ряд фирм, занимающихся производством гамма-спектрометров и программного обеспечения к ним. Все фирмы можно распределить по месту первоначальной работы сотрудников или руководителей фирм: – из ОИЯИ г. Дубна, Московской обл.: ЗАО НТЦ «Аспект», ООО «Парсек». – из ФГУП НИЦ «СНИИП» г. Москва: Группа предприятий «Грин Стар». – из ФГУП «ВНИИФТРИ» п. Менделеево, Московской обл.: НПП «Доза», НТЦ «Амплитуда», ООО «ЛСРМ». – из ФГУП «ВНИИМ» г. Санкт - Петербург: НТЦ «Радэк». – из ФТИ им. А.Ф. Иоффе РАН г. Санкт – Петербург: ЗАО «Техноэксан».

По основным техническим характеристикам (энергетическому разрешению, интегральной нелинейности, долговременной стабильности) как сцинтилляционные, так и полупроводниковые гамма - спектрометры российских фирм -производителей примерно аналогичны. НПП «Доза» и НТЦ «Амплитуда» имеют общее специализированное программное обеспечение «Прогресс». ЗАО НТЦ «Аспект» использует прикладное программное обеспечение "LSRM".

В новых разработках предпочтение отдают комбинированным радио- и спектрометрическим установкам, которые способны решать широкий круг задач в пределах одной испытательной лаборатории и могут быть быстро подготовлены к реализации конкретных методик.

Подобный подход нашел выражение в спектрометрическом комплексе «Прогресс» (Россия), состоящем из совокупности измерительных трактов, подключаемых к компьютеру и объединенных единой программной оболочкой. Программные средства АПК «Прогресс-2000» обеспечивают полную автоматизацию процесса измерений и обработки результатов при решении разных задач радиационного контроля. «Прогресс-2000» отличает многофакторный контроль за работоспособностью измерительного тракта и стабильностью его метрологических характеристик. Управление различными устройствами и обработка спектров проводятся по аналогичным схемам. Выбирая одну из стандартных задач, пользователь высказывает гипотезу о возможном радионуклидном составе.

Программа рассчитывает активности радионуклидов и на основе анализа измеренного спектра и полученных результатов оценивает достоверность гипотезы и помогает ее скорректировать. Сценарий обработки сохраняется вместе со спектром и при необходимости может быть изменен пользователем. Программный комплекс имеет встроенную базу данных с большим набором стандартных протоколов и возможностью быстрого их редактирования.

Обращает на себя внимание российский пакет программ «Спектр», предназначенный для управления спектрометрами альфа, бета и гамма-излучения с любыми типами детекторов. Современные методы обработки данных (помехоустойчивое оценивание, использование полной функции отклика спектрометра, учёт истинных совпадений и линий утечки), специальные методы для плохо разрешенных спектров, позволяют получать максимально эффективные оценки и определять до 50 радионуклидов при одном измерении пробы, детектировать присутствие в пробе не учтённых при обработке нуклидов. Пакет обеспечивает возможность автоматического отслеживания и сохранения параметров энергетического дрейфа спектрометра во времени (дрейфа разрешения, коэффициента усиления, нуля шкалы) и изменения фона. Автоматическая энергетическая коррекция спектрометрических трактов по результатам обработки исследуемых проб освобождают потребителя от рутинных процедур калибровки и значительно повышает точность анализа проб. Встроенная база данных автоматизирует создание архива измерений, обеспечивает удобный доступ к архиву, позволяет проводить статистическую обработку произвольной выборки результатов измерений.

АПК, способные выполнять измерительно-вычислительные и контроллерные функции в реальном масштабе времени, относятся к интеллектуальным измерительным системам (ИИС). ИИС учитывают рабочую, вспомогательную и промежуточную информацию о свойствах объекта измерений, условия измерений, предъявляемые специфические требования и накладываемые ограничения. Обладая способностью к перенастройке согласно задачам и условиям функционирования, ИИС повышают метрологический уровень измерений.

Примером организации современных радиометрических ИИС, может служить спектрометрическая система “Canberra”, удовлетворяющая требованиям ИСО 11929:2010 : «Gamma Analyst Integrated Gamma Spectrometer Nuclear Measurement Solutions for Safety, Security and the Environment». «Gamma Analyst» обладает способностью для оперативной перенастройки как под типовые, так и индивидуальные методики измерений, уменьшая в целом затраты на их выполнение.

Методическое обеспечение «Gamma Analyst» включает комплект типовых рабочих процедур для рутинного анализа образцов, контроля качества измерений, накопления фона и калибровки, которые способствуют повышению надежности принятия решений о соответствии исследуемых объектов требованиям радиационной безопасности.

Специальное программное обеспечение «Gamma Analyst» BAYEX (Software and Screens for Contamination Monitors) позволяет:

- выбирать гауссовский или байесовский методы обработки данных с максимальным учетом составляющих неопределенности результатов измерений;
- автоматически контролировать и компенсировать фон во время измерений; - рассчитывать оптимальное время счета импульсов;
- выполнять самодиагностику работы комплекса;
- осуществлять всестороннюю регистрацию данных.

Радиометры/спектрометры с комбинированными детекторами смешанного ионизирующего излучения заряженных частиц и гамма-квантов находят широкое применение в задачах идентификации и измерения активности радионуклидов в различном их сочетании в источнике.

В практике измерений суммарной активности альфа- и бета-излучающих нуклидов в «толстых» и «тонких» счетных образцах известность получили низкофоновые радиометры типа УРФ-1хх и УМФ-2000 (Россия). Счетные образцы могут быть приготовлены из вещества проб путем электролитического высаживания измеряемых радионуклидов на специальные подложки или путем выпаривания, озоления либо любым другим методом, обеспечивающим получение «толстого» счетного образца с ровной внешней поверхностью. Допускается также измерение суммарной альфа- и суммарной бета-активности аэрозольных фильтров типа АФА-РМП и АФА-РСП.

Альфа-бета радиометр для измерения малых активностей УМФ-2000 допущен к применению в РФ, Казахстане и РБ (номер в госреестре Беларуси: РБ 03 17 0808 14). Основные метрологические характеристики радиометра УМФ-2000 приведены в таблице 7.

Таблица 7. Основные метрологические характеристики радиометра УМФ-2000

Диапазон измеряемых активностей альфа-излучающих нуклидов	0,01 ÷ 1000 Бк
-----------------------------------------------------------	----------------

Диапазон измеряемых активностей бета-излучающих нуклидов	0,1 ÷ 3000 Бк
Диапазон энергий регистрируемого альфа-излучения	3500 ÷ 8000 кэВ
Диапазон энергий регистрируемого бета-излучения	50 ÷ 3500 кэВ
Относительная погрешность измерений	±15 %

Гамма-бета-спектрометр МКС-АТ1315 (УП «Атомтех») предназначен для качественного и количественного гаммабетаспектрометрического и радиометрического анализа проб объектов окружающей среды различной консистенции (продуктов питания, питьевой воды, сельскохозяйственной продукции и сырья и др.) на содержание гаммабетаизлучающих радионуклидов.

Гамма-бета-спектрометр представляет собой комбинированное двухдетекторное спектрометрическое и радиометрическое средство измерений смешанного гамма-бета-излучения. В качестве детектора гамма-излучения используется сцинтилляционный блок детектирования гамма-излучения (БДГ) с кристаллом NaI(Tl) Ø63×63 мм. В качестве детектора бета-излучения используется сцинтилляционный блок детектирования бета-излучения (БДБ) с пластмассовым сцинтиллятором Ø128×9 мм. Накопленная информация в виде спектров гамма- и бета-излучения пробы выводится на экран монитора ПК и обрабатывается средствами программного обеспечения.

Номинальная градуировочная характеристика преобразования спектрометра соответствует значениям, приведенным в таблице 8.

Таблица 8. Градуировочная характеристика преобразования спектрометра МКС-АТ1315 (УП «Атомтех»)

Гамма-канал	
Радионуклид (энергия)	Положение центра пика полного поглощения, номер канала
Am-241 ( $E_{\gamma} = 59,5$ кэВ)	25 ± 2
Cs-137 ( $E_{\gamma} = 661,6$ кэВ)	220 ± 2
Y-88 ( $E_{\gamma} = 1836$ кэВ)	602 ± 18
Бета-канал	
Радионуклид (энергия)	Положение центра пика конверсионных электронов, номер канала
Cs-137 ( $E_{\text{к}} = 624$ кэВ)	140 – 170
	Положение границы бета-спектра, номер канала
C-14 ( $E_{\text{гр}} = 156,5$ кэВ)	30 – 45
Sr-90 + Y-90 ( $E_{\text{гр}} = 2274$ кэВ ( $^{90}\text{Y}$ ))	550 – 700
Ru-106+Rh-106 ( $E_{\text{гр}} = 3540$ кэВ ( $^{106}\text{Rh}$ ))	840 – 1020

Спектрометр обеспечивает регистрацию минимальной измеряемой активности при продолжительности измерений не более 3 ч в соответствии с данными таблицы 9.

Таблица 9. Минимальная измеряемая активность спектрометра МКС-АТ1315 (УП «Атомтех»)

Геометрия измерения	Минимальная измеряемая активность (МИА), Бк/кг (Бк/л), не более		
	Cs-137	K-40	Sr-90 + Y-90
Сосуд Маринелли 1,0 л	2	20	20
Плоский сосуд 0,5 л	6	75	20
Плоский сосуд типа «Дента» 0,1 л	15	170	100
Плоский сосуд 0,2 л	20	100	20
Плоский сосуд 0,03 л	50	100	20

В состав методического обеспечения спектрометра входят:

- методика выполнения измерений МВИ.МН 1181-2011. Для измерения удельной активности Sr-90, Cs-137 и K-40 в питьевой воде, продуктах питания, сельскохозяйственном сырье и других объектах окружающей среды;

- программно-технические средства для контроля концентрированных проб по методике МВИ.МН 1181-2011 (Sr-90 от 0,2 Бк/л (с концентрированием, без радиохимической пробоподготовки));

- программно-технические средства для контроля естественных радионуклидов (K-40, Ra-226, Th-232) в стройматериалах по методике МВИ.МН 1120-99 и МВИ.МН 4498-2012;

- программно-технические средства для контроля стандартизованных плавок металла по методике МВИ.МН 708-2004.

Спектрометр используется в лабораториях радиационного контроля, медицинских учреждениях, предприятиях агропромышленного комплекса и других ведомствах, осуществляющих контроль качества продукции и радиологический мониторинг объектов окружающей среды.

Основное распространение комбинированные многодетекторные средства измерений получили в разряде многофункциональных дозиметров-радиометров и спектрометров для обнаружения источников и контроля радиоактивных загрязнений. В последнем случае измеряемым радиационным параметром является плотность потока ионизирующих излучений.

### **2.1.8 Радиометры плотности потока ионизирующих частиц.**

Радиометры плотности потока ионизирующих частиц измеряют уровень радиоактивной загрязненности различными радионуклидами, главным образом по их  $\alpha$ - или  $\beta$ -излучению. Допустимый уровень плотности потока ионизирующих частиц с различных поверхностей устанавливается в ГН от 28.12.2012 №213 «Критерии оценки радиационного воздействия» и составляет 1—200 мин<sup>-1</sup>см<sup>-2</sup> для  $\alpha$ -частиц и 40—10000 мин<sup>-1</sup>см<sup>-2</sup> для  $\beta$ -частиц в зависимости от характера объекта.

Портативные высокочувствительные дозиметры-радиометры МКС-АТ1125 и МКС-АТ1125А (УП «Атомтех») с блоком детектирования БДПС-02 позволяют определять плотность потока альфа- и бета –частиц в диапазоне от 5 до  $10^6$  част./ (мин\*см<sup>2</sup>) с погрешностью  $\pm 15\%$ . Дозиметры-радиометры МКС-АТ1125 может использоваться для поиска и обнаружения гамма-источников, измерения мощности амбиентного эквивалента дозы гамма-излучения, плотности потока альфа- и бета-частиц с плоских загрязненных поверхностей, а так же для оперативной оценки удельной активности <sup>137</sup>Cs в пробах с использованием сосуда Маринелли объемом 0,5 л. Благодаря применению NaI(Tl)-сцинтилляционного детектора, приборы имеют высокую чувствительность и способность быстро реагировать на незначительные изменения радиационного фона, при этом позволяют с высокой точностью осуществлять измерения мощности дозы в широком диапазоне энергий гамма-излучения. Диапазон измерения мощности амбиентного эквивалента дозы рентгеновского и гамма-излучения - 30 нЗв/ч - 300 мкЗв/ч, амбиентного эквивалента дозы рентгеновского и гамма-излучения - 10 нЗв - 100 мЗв. Предел основной погрешности измерения мощности дозы и дозы -  $\pm 15\%$ .

Российский прибор подобного типа ДРБП-03 измеряет плотность потока частиц в диапазоне 0,1 – 700 част./ (с\*см<sup>2</sup>) с погрешностью  $\pm 15\%$ .

Такие приборы в принципе могут использоваться и как радиометры поверхностной активности при их соответствующей градуировке с помощью плоского образцового источника с достаточно большой площадью активного слоя, с известной поверхностной активностью и создаваемой им плотностью потока частиц. Однако в реальных измерениях воспроизводить условия, аналогичные условиям градуировки, очень сложно. Неидентичность этих условий приводит к большим и трудно учитываемым погрешностям.

Требования для приборов радиационного контроля радиоактивной загрязненности изложены в ГОСТ 17225-85 Радиометры загрязненности поверхностей альфа- и бета-активными веществами. Общие технические требования и методы испытаний [29].

Свойство многофункциональности средств РК получило максимальное развитие в носимом комбинированном дозиметре-радиометре МКС-АТ1117М (УП «Атомтех»), предназначенном для измерения амбиентного эквивалента дозы и мощности амбиентного эквивалента дозы рентгеновского, гамма- и нейтронного излучения, поверхностной активности и плотности потока альфа- и бета-частиц с загрязненных поверхностей, а также плотности потока нейтронов. Прибор обладает высокой чувствительностью и широким диапазоном. МКС-АТ1117М состоит из блока обработки информации (БОИ или БОИ 2) и комплекта выносных блоков детектирования (БД).

Для контроля альфа- и бета-излучения предназначены следующие блоки детектирования:

1) БДПА-01 (ZnS(Ag) Ø60 мм; площадь детектора 30 см<sup>2</sup> детектируемая плотность потока альфа-частиц с поверхности 0,1 – 10<sup>5</sup> част./((мин·см<sup>2</sup>)); детектируемая поверхностная активность <sup>239</sup>Pu 3,4·10<sup>-3</sup> – 3,4·10<sup>3</sup> Бк·см<sup>-2</sup>)

2) БДПА-02 (ZnS(Ag) Ø113 мм; площадь детектора 100 см<sup>2</sup> детектируемая плотность потока альфа-частиц с поверхности 0,05 – 5·10<sup>4</sup> част./((мин·см<sup>2</sup>)); детектируемая поверхностная активность <sup>239</sup>Pu 1,7·10<sup>-3</sup> – 1,7·10<sup>3</sup> Бк·см<sup>-2</sup>)

3) БДПБ-01 (сцинтилляционная пластмасса Ø60 мм; детектируемая плотность потока бета-частиц с поверхности 1 – 5·10<sup>5</sup> част./((мин·см<sup>2</sup>)); детектируемая поверхностная активность <sup>90</sup>Sr + <sup>90</sup>Y 4,4·10<sup>-2</sup> – 2,2·10<sup>4</sup> Бк·см<sup>-2</sup>)

4) БДПБ-02 (сцинтилляционная пластмасса Ø113 мм; детектируемая плотность потока бета-частиц с поверхности 0,5 – 1,5·10<sup>5</sup> част./((мин·см<sup>2</sup>)); детектируемая поверхностная активность <sup>90</sup>Sr + <sup>90</sup>Y 2,2·10<sup>-2</sup> – 0,66·10<sup>4</sup> Бк·см<sup>-2</sup>)

5) БДПС-02 (счетчик Гейгера, площадь детектора 14 см<sup>2</sup>; детектируемая плотность потока альфа-частиц с поверхности 2,4 – 10<sup>6</sup> част./((мин·см<sup>2</sup>)); детектируемая плотность потока бета-частиц с поверхности 6 – 10<sup>6</sup> част./((мин·см<sup>2</sup>))

Диапазон энергий регистрируемых бета-частиц блоками детектирования БДПБ-01, БДПБ-02, БДПС-02 лежит в пределах то 155 кэВ до 3,5 МэВ.

Для контроля рентгеновского и гамма-излучения с помощью дозиметра-радиометра МКС-АТ1117М предназначены следующие блоки детектирования:

1) БДКР-01 (сцинтилляционный детектор NaI(Tl) Ø9x2 мм, диапазон измерения мощности амбиентного эквивалента дозы от 0,05 до 100 мкЗв/ч);

2) БОИ, БОИ2, (счетчики Гейгера-Мюллера, диапазон измерения мощности амбиентного эквивалента дозы от 1 мкЗв/ч до 10 мЗв/ч);

3) БДКГ-01 (счетчик Гейгера-Мюллера, диапазон измерения мощности амбиентного эквивалента дозы от 0,1 мкЗв/ч до 10 Зв/ч);

4) БДКГ-17 (счетчик Гейгера-Мюллера, диапазон измерения мощности амбиентного эквивалента дозы от 1 мкЗв/ч до 100 Зв/ч);

5) БДПС-02 (счетчик Гейгера-Мюллера, диапазон измерения мощности амбиентного эквивалента дозы от 0,1 мкЗв/ч до 30 мЗв/ч)

6) БДКГ-03 (сцинтилляционный детектор NaI(Tl) Ø25x40 мм, диапазон измерения мощности амбиентного эквивалента дозы от 0,03 до 300 мкЗв/ч);

7) БДКГ-04 (детектор со сцинтилляционной пластмассой Ø30x15 мм, диапазон измерения мощности амбиентного эквивалента дозы от 0,05 мкЗв/ч до 10 Зв/ч);

8) БДКГ-05 (сцинтилляционный детектор NaI(Tl) Ø40x40 мм, диапазон измерения мощности амбиентного эквивалента дозы от 0,03 до 100 мкЗв/ч);

9) БДКГ-11 (сцинтилляционный детектор NaI(Tl) Ø63x63 мм, диапазон измерения мощности амбиентного эквивалента дозы от 0,01 до 100 мкЗв/ч).

Таблица 10. Диапазоны энергий рентгеновского и гамма-излучения, регистрируемые блоками детектирования дозиметра-радиометра МКС-АТ1117М

Модель блока детектирования:	Диапазон энергий рентгеновского и гамма-излучения
БДКР-01	5 – 160 кэВ
БДКГ-03, БДКГ-05, БДКГ-11	50 кэВ – 3 МэВ
БДКГ-04	15 кэВ – 3 МэВ
БДПС-02	20 кэВ – 3 МэВ
БОИ, БОИ2, БДКГ-01, БДКГ-17	60 кэВ – 3 МэВ

Для контроля нейтронного излучения предназначены блоки детектирования БДКН-01, БДКН-03, использующие <sup>3</sup>He-пропорциональный счетчик в полиэтиленовом замедлителе и позволяющие измерять плотность потока нейтронов в диапазоне от 0,1 до 10<sup>4</sup> нейтр/(с·см<sup>2</sup>), мощность амбиентного эквивалента дозы – 0,1 мкЗв/ч до 10 мЗв/ч. Энергия регистрируемых нейтронов лежит в диапазоне от 0,025 эВ до 14 МэВ.

Основная относительная погрешность измерений мощности дозы и плотности потока составляет не более ± 20 %. Алгоритм работы обеспечивает непрерывность процесса измерений, оперативное представление получаемой информации на большом жидкокристаллическом индикаторе, обработку результатов измерений и оценку статистических флуктуаций в режиме реального времени, быструю адаптацию к изменению уровней радиации. В блоки обработки БОИ и БОИ2 встроены узлы детектирования на основе счетчика Гейгера-Мюллера, позволяющие обеспечить измерение дозы и мощности дозы гамма-излучения в месте нахождения оператора в диапазоне 1 мкЗв – 1 Зв и 1 мкЗв/ч – 10 мЗв/ч, соответственно. В блоках детектирования в качестве детектора используются кристаллы NaI(Tl) различного размера, сцинтилляционная пластмасса разного диаметра, счетчики Гегера-Мюллера и другие детекторы. В зависимости от выбранного блока детектирования диапазон измерения мощности амбиентного эквивалента дозы от 0,01 мкЗв/ч до 100 Зв/ч, амбиентного эквивалента дозы – 0,03 мкЗв - 100 Зв. Основная относительная погрешность измерений мощности дозы и плотности потока не более ± 20 %.

Дозиметр-радиометр включен в Государственные реестры средств измерений Республики Беларусь, Российской Федерации, Украины, Казахстана, Узбекистана.

## 2.2 ДОЗИМЕТРЫ

В мировой и отечественной практике дозиметрии для определения степени облучения персонала и населения используется около 20 различных методов и соответствующих им технических средств.

### **2.2.1. Ионизационные камеры**

В методах, основанных на использовании ионизационных камер, измеряют разряд конденсаторной ионизационной камеры, вызванный излучением, и по нему определяют дозу фотонного излучения. Энергетическая зависимость их чувствительности обычно не превышает  $\pm 15\%$  в диапазоне энергии фотонов 40 кэВ - 1,25 МэВ. Однако они имеют существенную угловую зависимость чувствительности. К сопутствующему нейтронному излучению без специально принятых мер они на порядок менее чувствительны. Эти дозиметры пригодны для решения многих задач индивидуальной дозиметрии фотонного излучения.

### **2.2.2 Методы определения степени облучения персонала и населения**

#### **2.2.2.1 Полупроводниковые дозиметры**

Полупроводниковые дозиметры с применением р-п, р-і-п диодов и МОП- транзисторов основаны на изменении их параметров вследствие воздействия ионизирующего излучения. Диффузионные дрейфовые и поверхностно-барьерные кремниевые полупроводниковые детекторы работают подобно ионизационной камере. МОП-транзисторы работают как ионизационная камера с очень тонким чувствительным слоем. Для обеспечения избирательной чувствительности к различным видам излучений применяют соответствующие конверторы. Диапазон измерения дозы с помощью таких дозиметров от 0,01 мЗв до 1,0 Зв по индивидуальной эквивалентной дозе и от 0,1 до 100 Гр по поглощенной дозе.

Индивидуальный цифровой дозиметр ДКС-АТ3509 (модификации ДКС-АТ3509А, ДКС-АТ3509В, ДКС-АТ3509С, ДКС-АТ 3510) производства УП «Атомтех» с кремниевым планарным детектором предназначен для измерения индивидуального эквивалента дозы и мощности дозы рентгеновского и гамма-излучения с энергией фотонов от 0,015 до 10 МэВ. Диапазон измерения дозы от 1 мкЗв до 10 Зв, мощности дозы от 0,1 мкЗв/ч до 1 Зв/ч (ДКС-АТ 3510 - от 0,1 мкЗв/ч до 0,5 Зв/ч). Показания выводятся на ЖКИ с подсветкой. Основная погрешность измерения дозы - 15 %. Основная погрешность измерения мощности дозы от 0,1 до 1 мкЗв/ч - 30 %, свыше 1 мкЗв/ч - 15 %. Энергетическая зависимость в диапазоне 15 кэВ – 1,5 МэВ - 25 %, в диапазоне 1,5 – 10 МэВ - 60 %.

#### **2.2.2.2 Фотопленочный метод**

Фотопленочный метод с компенсирующими фильтрами для фотонного излучения и «открытой» пленкой для бета-излучения основан на измерении почернения эмульсии,

вызванного облучением и зависящего от дозы. Проявленные пленки сравнивают с образцами, облученными известными дозами. Нижний предел измерения составляет 0,1- 0,2 мЗв, поэтому они пригодны для текущего контроля. Аварийный контроль можно обеспечить, применяя вторую низкочувствительную фотопленку. Метод может использоваться и для контроля бета-излучения, но его чувствительность сильно зависит от энергии бета-частиц.

### **2.2.2.3 Термолюминесцентный метод**

Термолюминесцентный метод основан на использовании активированных добавками веществ, надолго запаасающих энергию, переданную им излучением, и освобождающих ее при нагревании в виде фотонов термолюминесценции. В современных модификациях этот метод обладает очень широким диапазоном по дозам - от 10 мкЗв до 1,0 Зв по индивидуальной эквивалентной дозе и от 0,1 до 50 Гр по поглощенной дозе. Это позволяет использовать его одновременно для текущего и аварийного контроля. В качестве люминофоров нашли применение:

- алюмофосфатные стекла, активированные марганцем;
- монокристаллы фторида лития, активированные магнием и титаном;
- монокристаллы фторида лития, активированные магнием, фосфором и медью;
- монокристаллы корунда;
- поликристаллы бората магния, активированные диспрозием.

Второй и третий материалы по порядку перечисления тканеэквивалентны, 1-ый и 4-ый требуют применения компенсирующих фильтров. Наиболее чувствительны 3-ий, 4-ый и 5-ый; 2-ой материал чувствителен к медленным нейтронам, и для разделения показаний от фотонного и нейтронного излучений используют два разных детектора, либо обеспечивают поглощение нейтронов фильтрами, либо разделяют излучения по пикам термолюминесценции.

### **2.2.2.4 Радиофотолюминесцентный метод**

Радиофотолюминесцентный метод заключается в образовании в люминофоре под действием ИИИ стабильных центров люминесценции. При дополнительном возбуждении люминофора ультрафиолетовым светом возникает люминесценция, которая служит мерой поглощенной энергии. В выпускаемых моделях метод обеспечивает диапазон измерений от 0,25 до 5000 мЗв от 0,1 до 5 Гр, соответственно. В новых моделях нижний предел измерения будет уменьшен до 0,1 мЗв. Дозиметры не чувствительны к нейтронам. Особенностью РФЛД является то, что информация о зарегистрированной дозе не утрачивается в процессе

считывания. Отжиг РФЛД можно проводить по мере необходимости. РФЛД могут быть использованы для текущего, оперативного и аварийного контроля.

### **2.2.2.5 Электронные прямопоказывающие дозиметры**

Электронные прямопоказывающие дозиметры основаны на применении дискретных детекторов: газоразрядных счетчиков, полупроводниковых или сцинтилляционных детекторов. Эти дозиметры обеспечивают обработку информации с детекторов и представление результатов измерения дозы и/или мощности дозы на прямопоказывающие цифровое, аналоговое или цифро-аналоговое табло в реальном времени. Диапазон измерения фотонного и бета-излучения таких дозиметров от 1 мкЗв до 1,0 Зв для приборов текущего и оперативного контроля и от 0,1 мГр до 10 Гр для приборов аварийного контроля. Дозиметры обеспечивают измерение не только интегральной дозы и мощности дозы, но и сигнализацию о превышении заданных значений дозы и мощности дозы. В дозиметрах со сцинтилляционными детекторами применяют малогабаритные сцинтилляторы с малогабаритными ФЭУ или фотодиодами. Такие дозиметры имеют высокую чувствительность и избирательность, позволяет достигнуть малой анизотропии чувствительности. Дополнительным преимуществом приборов со сцинтилляционными и спектрометрическими полупроводниковыми детекторами является возможность измерения спектра излучения. Электронные прямопоказывающие дозиметры удобны при обеспечении оперативного и аварийного контроля. Автономный источник питания, обеспечивающий непрерывную работу прибора, должен обеспечивать его работу в течение не менее 8 ч.

Дозиметр ДВГ-РМ 1103 производства ООО "Полимастер" использует газоразрядный счетчик и предназначен для измерения мощности полевой эквивалентной дозы фотонного излучения в диапазоне от 1 до 3000 мкЗв/ч.

Дозиметр гамма-излучения наручный ДКГ-РМ1603А производства ООО «Полимастер» (Минск, Беларусь) основан на работе счетчика Гейгера-Мюллера. Он предназначен для измерения мощности амбиентного эквивалента дозы фотонного излучения, амбиентного эквивалента дозы и использования в качестве наручных часов. Диапазоны измерения мощности дозы от 0,01 мкЗв/ч до 6,5 Зв/ч, дозы - от 0,01 мЗв до 10 Зв.

К индивидуальным дозиметрам можно отнести микропроцессорный дозиметр ДКГ-РМ 1203М производства ООО "Полимастер" (Минск, Беларусь). Он реализован на основе счетчика Гейгера-Мюллера и предназначенный для измерения мощности эквивалентной дозы фотонного излучения. Диапазоны измерения мощности дозы от 0,1 до 2000 мкЗв/ч; при энергии фотонов от 60 кэВ до 1,5 МэВ.

Индивидуальный цифровой дозиметр ДКГ-АТ2503 производства УП «Атомтех» предназначен для измерения индивидуального эквивалента дозы и мощности дозы рентгеновского и гамма-излучения в диапазоне энергий фотонов от 0,05 до 1,5 МэВ. В качестве детектора в приборе применен счетчик Гейгера СБМ-21 с энергокомпенсирующим фильтром. Учет собственного фона и микропроцессорная обработка обеспечивают высокую точность в широком (6,5 порядков) диапазоне мощностей доз. Диапазон измерения дозы 1 мкЗв – 10 Зв с шагом 0,1 мкЗв, мощности дозы от 0,1 мкЗв/ч до 0,5 Зв/ч. Показания выводятся на ЖКИ с подсветкой. Основная погрешность измерения дозы 15 %. Основная погрешность измерения мощности дозы от 0,1 до 1 мкЗв/ч 25 %, свыше 1 мкЗв/ч – 15 %. Энергетическая зависимость 30 %. Сигнализация звуковая и светодиодная при превышении диапазона измерения по дозе и мощности дозы, порога по дозе и мощности дозы и др.

Дозиметр ДКГ-105 (изготовленный БелВАР, Минск, Беларусь) на основе счетчика Гейгера-Мюллера предназначены для измерения мощности эквивалентной дозы и эквивалентной дозы фотонного излучения в диапазонах от 0,1 до 100 мкЗв/ч и от 0 до 1000 мкЗв при энергии фотонов от 0,06 до 1,25 МэВ.

Приборы комбинированные РКС-107 производства УП "Завод СВТ" используют газоразрядные счетчики и предназначены для измерения мощности полевой эквивалентной дозы фотонного излучения, плотности потока бета-излучения, удельной активности  $^{137}\text{Cs}$  в водных растворах, а также сигнализации о превышении измеряемой мощности дозы пороговых значений 0,6 и 1,2 мкЗв/ч. Диапазоны измерения по мощности дозы от 0,1 до 1000 мкЗв/ч, по плотности потока бета-излучения от 0,1 до 1000 част/см<sup>2</sup>.с и удельной активности от 2 до 9990 Бк/кг.

На основе применения термолюминесцентных, прямопоказывающих электронных и полупроводниковых дозиметров разработаны и используются автоматизированные системы ИДК.

При контроле работ, где возможно аварийное облучение, и работ, связанных с планируемым повышенным облучением и с облучением, не равномерным по телу, необходимо использовать дополнительные дозиметры, расположенные на участках тела, которые могут быть подвергнуты повышенному облучению.

При аварийном контроле облучения кожи применяют многослойные дозиметры, например, многослойные термолюминесцентные дозиметры, обеспечивающие измерение глубинного распределения доз в коже до глубин около 500 мг/см<sup>2</sup>.

При аварийном облучении наряду с применением индивидуальных дозиметров аварийного контроля могут быть привлечены специализированные лаборатории, использующие методы ретроспективной дозиметрии. К ним относятся методы, основанные на

подсчете частоты появления хромосомных aberrаций в лимфоцитах периферической крови или подсчете концентрации клеток в пункции костного мозга.

#### **2.2.2.6 ЭПР метод**

При наличии зубов, удаленных по медицинским показаниям у пострадавших при аварии, по сигналу ЭПР образцов эмалей зуба может быть определена эквивалентная доза фотонного излучения в месте, где он находился. По сигналу ЭПР образцов ногтей может быть определена поглощенная доза бета-фотонного излучения в месте отбора пробы, а по образцам волос с различных участков кожи, образцам тканей одежды пострадавшего и сопутствующих предметов может быть определено распределение поглощенной дозы фотонного излучения по поверхности тела пострадавшего.

### **2.2.3 Индивидуальная дозиметрия**

В индивидуальной дозиметрии нейтронов в основном применяются ядерные фотоэмульсии, термолюминесцентные альбедные дозиметры, твердотельные трековые детекторы, пузырьковые детекторы и электронные прямопоказывающие дозиметры.

#### **2.2.3.1 Ядерные фотоэмульсии**

Ядерные фотоэмульсии используются в индивидуальной дозиметрии быстрых нейтронов. Нейтроны взаимодействуют с ядрами водорода в эмульсии и окружающих материалах, образуя протоны отдачи. При прохождении протонов через эмульсию образуется скрытое изображение треков, выявляемое путем химического проявления.

Для счета треков в эмульсии необходимо использовать микроскоп с увеличением около 1000х. Счет треков может быть облегчен при совмещении микроскопа с телевизионной камерой и монитором. Погрешность измерения дозы зависит от опыта лаборанта.

Энергетический порог регистрации быстрых нейтронов ядерными фотоэмульсиями составляет около 0,5 МэВ. Тепловые и промежуточные нейтроны могут регистрироваться по реакции с ядрами азота фотоэмульсии, однако треки протонов от этой реакции очень малы, что приводит к большой погрешности измерения. Треки протонов отдачи по реакции тепловых нейтронов с азотом имеют энергию 0,62 МэВ и поэтому могут регистрироваться, что позволяет использовать ядерные фотоэмульсии в качестве альбедных индивидуальных дозиметров нейтронов.

Серьезной проблемой при использовании ядерных фотоэмульсий является их чувствительность к фотонам, что приводит к почернению эмульсии после проявления и к

усложнению задачи выявления и счета треков. Наибольшие проблемы имеют место на высокоэнергетических ускорителях, где из-за высокой чувствительности к тяжелым заряженным частицам (протоны, пионы, мюоны) ядерные фотоэмульсии могут значительно завышать дозу нейтронов.

### **2.2.3.2 Термолюминесцентные альбедные индивидуальные дозиметры**

Термолюминесцентные альбедные индивидуальные дозиметры нейтронов основаны на использовании замедляющих свойств человеческого тела. Детектор тепловых нейтронов, помещенный на поверхности тела, в принципе, может служить альбедо-дозиметром. В альбедо-дозиметрах обычно применяют термолюминесцентные детекторы в борных или кадмиевых фильтрах для разделения падающих на тело и альбедных тепловых нейтронов. Вследствие чувствительности детекторов  ${}^6\text{LiF}$  к фотонам доза нейтронов определяется по разности показаний ТЛД  ${}^6\text{LiF}$  и  ${}^7\text{LiF}$  [70].

Разработанные до настоящего времени альбедо-дозиметры имеют высокую и приблизительно постоянную чувствительность к нейтронам в диапазоне энергий от тепловой до 10 кэВ. Чувствительность, однако, резко падает при энергиях выше 10 кэВ. Диапазон дозовой чувствительности в полях рассеянного излучения составляет около 20.

Широкому внедрению этих дозиметров за рубежом способствовала разработка методики калибровки альбедных дозиметров на местах работы персонала, что позволило значительно снизить погрешность измерения дозы нейтронов, обусловленную «ходом с жесткостью».

### **2.2.3.3 Твердотельные трековые детекторы**

Твердотельные трековые детекторы основаны на том, что сильно ионизирующие частицы, такие, как осколки деления,  $\alpha$ -частицы и протоны создают структурные повреждения в различных материалах, например, в минералах, стеклах и пластиках. Путем химического травления поверхности детектора специально подобранными реагентами зона повреждения вдоль трека частицы может быть удалена и трек увеличен до размеров, видимых в оптический микроскоп. Применение электрохимического травления позволяет добиться дополнительного многократного увеличения размеров трека, что значительно облегчает счет треков с помощью микроскопа с малым увеличением ( $>20\times$ ). В случае применения пленочных полимерных детекторов (полиэтилентерефталатных, поликарбонатных, нитратцеллюлозных) удобно применять электроискровой способ автоматического счета треков. Твердотельные трековые детекторы (ТТД) практически не чувствительны к гамма-излучению.

Размеры и форма проявленных треков зависят от типа, энергии и угла падения частицы, материала детектора и условий травления (концентрация и температура травящего раствора, время травления). Эти параметры оптимизируются для каждого материала и условий применения.

В индивидуальной дозиметрии нейтронов в настоящее время используются три основных типа детекторов на основе ТТД: детекторы осколков деления, детекторы альфа-частиц и детекторы ядер отдачи.

В детекторах осколков деления при облучении нейтронами радиатор из делящегося материала испускает осколки деления, которые регистрируются с помощью ТТД. В зависимости от нуклида реакции деления либо имеют пороговый характер, либо очень большое сечение на тепловых нейтронах. Применение делящихся материалов в индивидуальных дозиметрах в настоящее время ограничено или запрещено в некоторых странах из-за их радиоактивности. Однако, применяя особо чистые изотопы, например, уран-235 (99,9%), или нуклиды с низкой удельной активностью, например, торий-232, возможно создание дозиметров с активностью много меньше минимальной значимой активности (МЗА). Детектор на основе урана-235 может использоваться в качестве альбедного.

В детекторах альфа-частиц нейтроны взаимодействуют с ядрами или во внешнем радиаторе. Альфа-частицы, образованные в (n, $\alpha$ )-реакциях, имеют энергии около 2,5 МэВ и 1,5 МэВ, соответственно, для нейтронов с энергией менее нескольких сот кэВ. Сечения реакций очень велики на тепловых нейтронах и падают по закону  $1/v$  с ростом энергии нейтронов. Большинство коммерчески доступных пластиковых ТТД могут регистрировать испускаемые альфа-частицы. Эффективность регистрации зависит от типа ТТД и условий травления. Основное ограничение в применении этого метода – высокие собственный фон детектора и его вариация для альфа-чувствительных ТТД.

В детекторах ядер отдачи упругое рассеяние нейтронов на ядрах пластиковых ТТД (CR-39, Macrofol, LR-115) приводит к образованию ядер отдачи, таких, как протоны, ядра углерода, кислорода и азота. Эти ядра отдачи образуют скрытые треки, проявляемые путем травления ТТД. Для увеличения треков используется химическое или электрохимическое травление, либо их комбинация. Различные типы пластиков имеют разные чувствительности к нейтронам, а также энергетические зависимости чувствительности. Наиболее перспективными являются ТТД типа CR-39, имеющие чувствительность 5-8 мрад/трек и порог регистрации нейтронов по энергии около 1 МэВ. Недостатки этих детекторов - большая угловая зависимость чувствительности и нестабильные характеристики, особенно трековый фон, зависящий от содержания радона в помещении.

#### **2.2.3.4 Пузырьковые детекторы**

Пузырьковые детекторы являются относительно новым типом прямопоказывающего дозиметра нейтронов. Эти детекторы представляют собой упругий полимер с внедренными в него каплями перегретой жидкости. Выделение небольшой энергии в перегретой жидкости при образовании нейтронами ядер отдачи приводит к появлению пузырьков пара, видимых невооруженным глазом. Плотность пузырьков пропорциональна дозе нейтронов. Этот детектор является полностью пассивным прибором, который может храниться долгое время перед использованием. Разработан также автоматический считыватель под управлением компьютера, который может обсчитывать большое количество детекторов.

Пузырьковый детектор имеет очень высокую чувствительность к нейтронам (до нескольких мкЗв) и нечувствителен к фотонам. Могут изготавливаться детекторы с различными энергетическими порогами от 100 кэВ до нескольких МэВ, так что набор пузырьков детекторов может применяться для спектрометрии нейтронов. Эти детекторы, однако, имеют большую зависимость от окружающей температуры. Кроме того, их диапазоны измерений по энергии нейтронов и дозе ограничены, поэтому для перекрытия необходимого в индивидуальной дозиметрии диапазона необходимо использовать одновременно несколько детекторов с различными характеристиками. Применение пузырьков детекторов ограничено также из-за их высокой цены по сравнению с другими дозиметрами нейтронов.

#### **2.2.3.5 Нейтронные электронные прямопоказывающие дозиметры**

Нейтронные электронные прямопоказывающие дозиметры обеспечивают обработку информации с детекторов и представление результатов измерения дозы и мощности. В качестве детектора нейтронов в них применяются полупроводниковые поверхностно-барьерные детекторы с радиаторами из водородсодержащих материалов или содержащими Li или В. Регистрация быстрых нейтронов (свыше 0,5 МэВ) осуществляется по протонам отдачи, тепловых нейтронов – по продуктам реакции на Li или В. При оптимальном выборе толщины радиаторов и чувствительного слоя ППД нижняя граница измерения дозы нейтронов оценивается в 10 мкЗв и мощности дозы – 0,5 мЗв/ч. Серьезной проблемой применения дозиметров нейтронов с ППД является их чувствительность к фотонному излучению. Для устранения этого недостатка приходится усложнять дозиметр, вводя дополнительные детекторы для отдельной регистрации фотонов.

Сравнительные характеристики основных типов детекторов для индивидуального контроля нейтронного излучения представлены в табл.1. Ни один из доступных в настоящее

время или разрабатываемых детекторов нейтронов не удовлетворяет всем основным требованиям, предъявляемым к индивидуальным дозиметрам нейтронов.

В настоящее время в отечественной практике индивидуального дозиметрического контроля нейтронного излучения используются следующие методики:

- ядерные фотоэмульсии;
- детекторы осколков деления;
- альбедные дозиметры.

Метод ядерных фотоэмульсий достаточно хорошо отработан в рабочих условиях, сравнительно прост в эксплуатации, легко внедряется и, несмотря на отмеченные недостатки, в течение 30 и более лет используется в качестве основного метода индивидуального контроля облучаемости персонала нейтронами в ИФВЭ (Протвино), ОИЯИ (Дубна), ИТЭФ (Москва) и др.

Дозиметр осколков деления данного типа на основе особо чистого (99,9%) U-235 и комплекс АИСТ-ТРАЛ, разработанный НПО Радиевый Институт (г. Санкт-Петербург), используется в течение ряда лет на комбинате «Маяк», Сибирском химическом комбинате, Красноярском горно-химическом комбинате. Перспективы его широкого применения ограничены, однако, из-за наличия радиоактивных и высокотоксичных веществ в дозиметре.

В качестве примера можно привести альбедный дозиметр ОИЯИ на основе ТЛД LiF и считывателя Harshaw, успешно использующийся более 20 лет. В Институте Физики Высоких Энергий (ИФВЭ) (Протвино, Россия) разработан и внедрен на некоторых АЭС концерна «Росэнергоатом» альбедный дозиметр на основе модернизированной кассеты RADOS и считывателя ALNOR.

Перспективным индивидуальным дозиметром нейтронов является разработанный в ИФВЭ с учетом современных международных и отечественных рекомендаций альбедный дозиметр на основе ТЛД. Дозиметр имеет повышенную чувствительность к быстрым нейтронам за счет применения полиэтиленового замедлителя. Полная толщина тканеэквивалентного вещества над ТЛД составляет 1 г/см, что позволяет измерять индивидуальную эквивалентную дозу фотонов и заряженных частиц с помощью ТЛД с высокой точностью без использования дополнительных детекторов. Данная разработка реализована в Автоматизированном Комплексе Индивидуального Дозиметрического Контроля АКЖДК-301. Комплекс включает в себя нейтрон-фотонную кассету-дозиметр с ТЛД-картой и модернизированный полуавтоматический считыватель. В кассете предусмотрена возможность размещения дополнительного трекового детектора (ядерная фотоэмульсия, CR-39 и т.д.), что позволяет реализовать в АКЖДК-301 методику комбинированного альбеда-трекового дозиметра.

### **2.2.3.6. Аппаратура индивидуального дозиметрического контроля с дозиметрами-накопителями**

В Приложении В приведены основные характеристики аппаратуры индивидуального дозиметрического контроля с дозиметрами-накопителями.

Аппаратура ДФК-2.1 представляет собой комплект дозиметров фотоконтроля. Измеряемая величина - поглощенная доза за  $1 \text{ г/см}^2$  ткани. Использование комплекта ДФК-2.1 оправдано и предпочтительно в методах индивидуальной дозиметрии при работах на ускорителях высоких энергий и реакторах в комбинации с термолюминесцентными (ТЛ) и другими дозиметрами.

Системы индивидуального дозиметрического контроля Флюорад-ДРГ-711-РФЛ и Флюорад-ДВГ-713-РФЛ основаны на применении индивидуальных дозиметров накапливающего типа с использованием в качестве детектора радиофотолюминесцентных (РФЛ), активированных серебром, фосфатных стекол. Особенностью РФЛ-дозиметров является сохранение информации в процессе считывания. Для обнуления детекторов необходимо провести отжиг. Детекторы дозиметра обладают высокой термо- и вибропрочностью, негигроскопичны. Они мало чувствительны к тепловым нейтронам. Программное обеспечение позволяет управлять работой прибора и осуществлять обработку и накопление результатов измерений.

Остальные технические средства ИДК, представленные в Приложении В, основаны на применении термолюминесцентных дозиметров.

Новый комплекс для ИДК ДВГ-02Т с ТЛ-детекторами типа ТЛД-500К и ДТГ-4 имеет считывающее устройство, интерфейс связи с ПЭВМ и программное обеспечение для измерения и создания базы данных ДК.

Термолюминесцентная дозиметрическая система “Сапфир-001” обеспечивает автоматизированный дозиметрический контроль и базируется на высокочувствительных детекторах в виде таблеток из монокристаллов оксида алюминия ТЛД-500К. В состав системы, входят ТЛД –считыватель с микропроцессорным управлением, набор блоков детектирования с детекторами гамма- и бета-излучений, число которых может составлять от 100 до 1000 на комплект, и управляющий ПК типа IBM PC с базой данных дозиметрической информации. Время измерения одного блока детектирования с 4-мя детекторами не более 3 мин. Особенность системы – возможность измерения малых доз фотонного излучения.

Автоматизированный комплекс индивидуального дозиметрического контроля АКИДК-201 базируется на применении термолюминесцентных детекторов фотонов ДТГ-04, представляющих собой таблетки из монокристаллического фторида лития, активированного

магнием и титаном. В дозиметр ДТЛ-01 входит три детектора ДТГ-4, размещенных за фильтрами из фторопласта, обеспечивающих измерение дозы на глубине 1 г/см<sup>2</sup>. Порог измерения 50 мкЗв. Линейность измерения комплексом дозы в диапазоне от 0,05 мЗв до 10 Зв не хуже 10 %, воспроизводимость дозы 10 мЗв не хуже 7,5 %. Изотропия дозиметров для углов от 0° до 60° не превышает 15 %. На подложке дозиметра имеется дырочный код для автоматического считывания номера дозиметра. В состав комплекса входит набор дозиметров, считыватель СТЛ-200 и ПЭВМ типа IBM PC с базой данных и принтер. Производительность обработки дозиметров не менее 30 шт. в час. Автоматизированный комплекс индивидуального дозиметрического контроля АКЖДК-301 предназначен для измерения индивидуального эквивалента дозы нейтронного и фотонного излучения в смешанных n-γ полях с использованием альбедного дозиметра ДВГН-01 и индивидуального эквивалента дозы фотонного излучения с использованием дозиметра ДВГ-01 (аналога дозиметра ДТЛ-01).

Дозиметр ДВГН-01 состоит из двух детекторов ДТГ-4-6 на основе изотопа лития-6 и двух детекторов ДТГ-4-7 на основе изотопа лития-7, корпуса с замедлителем и фильтрами. Дозиметр ДВГ-01 состоит из трех детекторов ДТГ-4 на основе природного изотопа лития, корпуса и фильтров. Для учета энергетической зависимости дозиметров ДВГН-1 необходимо вводить коэффициент градуировки данных дозиметров на рабочих местах, определяемый по специальной методике. Без введения коэффициента погрешность определения дозы может достигать нескольких сотен процентов.

Другие технические характеристики комплекса АКЖДК-301:

Комплекс может быть использован для аварийного дозиметрического контроля внешнего облучения персонала. В состав комплекса входит набор дозиметров до 10 тыс. шт. каждого типа, считыватель СТЛ-300, ПЭВМ типа IBM PC с базой данных и принтер. В настоящее время для определения n-γ-дозы на базе АКЖДК-301 разрабатывается комбинированная индивидуальная кассета дозиметра альбедного типа, не нуждающаяся в спектральной поддержке.

Дозиметрический комплекс РАДОС-ИНТРА основан на применении индивидуальных ТЛ-дозиметров фотонного излучения ДТА-01 (энергетический диапазон 0,015-5 МэВ) и нейтронных альбедных дозиметров ДВН-А-01, совместимых с термолюминесцентной дозиметрической системой ДОЗАКУС фирмы RADOS. Для регистрации бета-излучения (Sr-90-Y-90) дозиметры имеют "открытое окно". Дозиметры допускают применение до 4 монокристаллических LiF детекторов типа ДТГ-4, ДТГ-4-6, ДТГ-4-7, а также TLD-1006, TLD-1007 и TLD-1011 диаметром 4,5 мм и толщиной 1 мм. Детекторы ДТГ-4 представляют собой фторид лития (Li чистый) LiF: Mg, Ti; ДТГ-4-6 - фторид лития (Li-6 изотоп) LiF: Mg, Ti; ДТГ-4-7 - фторид лития (7Li изотоп) LiF: Mg, Ti; TLD-1011- фторид лития (Li чистый) LiF: Mg, Cu,

P; TLD-1006 - фторид лития ( $^6\text{Li}$  изотоп) LiF: Mg, Cu, P и TLD-1007 - фторид лития ( $^7\text{Li}$  изотоп) LiF: Mg, Cu, P. Диапазон, в котором используются детекторы типа ДТГ-4, ДТГ-4-6 и ДТГ-4-7, 10 мкГр – 10 Гр, а для детекторов TLD-1006, 1007 и 1011 1 мГр – 10 Гр. Дозиметры с детекторами ДТГ-4 используются в медицине, TLD-1011 - для контроля окружающей среды, индивидуального дозиметрического контроля и в чрезвычайных ситуациях, ДТГ-4-6 (10 мГр – 10 Гр) и TLD-1006 (1 мГр – 10 Гр) - для измерений в нейтронных полях, а ДТГ-4-7 и TLD-1007 - для измерения в гамма- и электронных полях в диапазонах 10 мГр – 10 Гр и 1 мГр – 10 Гр соответственно.

Комплект индивидуальных дозиметров КИД-08С(М) представляет собой модернизированную модель КИД-08, в которой применены детекторы гамма-излучения ТЛД-400 (детекторы ДТГ-4 из LiF) и детекторы бета-частиц ТЛД-580Т. В доработанной cassette дозиметра перед детектором гамма-излучения ДТГ-4 предусмотрен поглотитель толщиной 1 г/см<sup>2</sup>, а для «тонких» детекторов ТЛД-580Т предусмотрены «входные окна» толщиной 65 мг/см<sup>2</sup> или 5 мг/см<sup>2</sup>.

Выпускаются индивидуальные ТЛ – дозиметры для измерения доз в коже и хрусталиках глаз МКДТ. Поскольку дозиметры МКДТ должны использоваться при различных видах контроля, то, как уже говорилось выше, учитывая необходимость оценки степени поражения кожи при остром аварийном облучении, дозиметр должен обеспечивать определение доз до глубины  $\approx 500$  мг/см<sup>2</sup>. Для этого дозиметр должен содержать несколько детекторов, расположенных за слоями тканеэквивалентного поглотителя.

Дозиметр для измерения доз на открытых участках кожи (за исключением кожи пальцев рук и ладоней) должны иметь небольшие габаритные размеры (не более 4x4 см<sup>2</sup>), корпус дозиметра должен быть тканеэквивалентным, гладким и ударопрочным. Дозиметр для измерения доз в коже пальцев рук и ладоней должен быть гибким, эластичным, легкозакрепляемым. Он не должен создавать неудобств при выполнении производственных операций. В связи с этим в дозиметре использованы гибкие эластичные термолюминесцентные детекторы ТТЛД-580 толщиной  $\approx 10$  мг/см<sup>2</sup> и диаметром 15 и 9 мм из гомогенной композиции мелкодисперсионного термолуминофора MgB<sub>4</sub>O<sub>7</sub> и полиамидной смолы марки ПМ-1.

Разработаны два типа дозиметров: для кожи лица и хрусталиков глаз и кожи пальцев рук, которые могут быть использованы для текущего и аварийного дозиметрического контроля в процессе выполнения производственных операций.

Дозиметры позволяют не только определять дозы в критическом слое 5 мг/см<sup>2</sup> за покровными слоями 5 мг/см<sup>2</sup> и 40 мг/см<sup>2</sup> и на глубине 300 мг/см<sup>2</sup>, но и при необходимости оценивать распределение доз по толщине приповерхностных тканей.

Дозиметр для измерения эквивалентных доз в коже лица и хрусталиках глаз (тип 1) представляет собой составную кассету из ударопрочного, химически- и радиационно-устойчивого, тканеэквивалентного материала арилокс марки 2128. Внутри имеются вращающиеся на одной оси подложки-поглотители толщиной 50, 90 и 110 мг/см<sup>2</sup>, на которые помещаются детекторы ТТЛД-580 диаметром 15 мм. Толщина защитного входного окна, за которым находится первый детектор, составляет  $\cong 2$  мг/см<sup>2</sup>. Последний детектор-монокристалл фтористого лития ДТГ-4 расположен на глубине 300 мг/см<sup>2</sup> и служит для измерения доз в хрусталиках глаз. Дозиметр может крепиться на шапочке, воротнике халата или комбинезона.

На основе дозиметров МКДТ выпускается комплекс АКВДК-401, предназначенный для измерения индивидуальных эквивалентной и поглощенной доз слабопроникающего излучения кожи и хрусталиков глаз. В комплексе используются два типа индивидуальных дозиметров

- ДВДС-1 – дозиметр для измерения эквивалентной и поглощенной доз в коже и хрусталиках глаз и на глубинах (70-80) и (170-180) мг/см<sup>2</sup>;
- ДВДС-2 – дозиметр для измерения эквивалентной и поглощенной доз кожи пальцев рук и на глубинах (90-100) и (130-140) мг/см<sup>2</sup>.

Следует также отметить выпускавшиеся в 80-90 г.г. комплекты дозиметров термолюминесцентных КДТ-02, КДТ-02М, ТДК-01У, ТДК-02У и Дозиметры термолюминесцентные ДТУ-01, которые до сих пор широко используются на предприятиях Министерства и АЭС РФ.

Краткие характеристики комплекса ГНЕЙС, успешно используемого для дозиметрического контроля в течение нескольких десятков последних лет. Аварийными дозиметрами ГНЕЙС дополнительно оснащают персонал в условиях, когда помимо бета- и гамма-излучения возможно воздействие нейтронного излучения. Для измерения дозы гамма-излучения и её распределения по телу дозиметры размещают на груди и спине. Индивидуальные аварийные дозиметры ГНЕЙС позволяют определять отдельные компоненты дозы: гамма- и бета-излучений, тепловых и медленных нейтронов, а также промежуточных и быстрых нейтронов. Для гамма- излучения в ней имеются два одинаковых дозиметра ИКС.

Индивидуальные электронные прямопоказывающие сигнальные дозиметры и системы ИДК на их основе. В Приложении Г приведены основные характеристики миниатюрных (карманных) электронных прямопоказывающих дозиметров. В основном они предназначены для измерения индивидуального эквивалента и/или мощности индивидуального эквивалента дозы, сигнализации при превышении определенных значений по дозе и/или мощности дозы и

должны носиться в нагрудном кармане спецодежды либо внутри него. Некоторые портативные приборы используются для оперативного контроля.

В качестве детекторов в этих приборах в основном применяют газоразрядные счётчики различной чувствительности типа СБМ-20, СБМ-21, СИ-29БГ, СИ-34 и т.д., полупроводниковые (в основном кремниевые) детекторы, а также миниатюрные сцинтилляционные детекторы. Преимуществом полупроводниковых и сцинтилляционных детекторов является возможность измерения мощности дозы и дозы как непрерывного, так и импульсного излучения, проведение в ряде случаев спектрометрических измерений. Для выравнивания энергетической зависимости чувствительности детекторы излучения снабжают фильтрами различного состава и различной конструкции.

### **2.2.3.7 Носимые портативные дозиметры и многофункциональные дозиметры-радиометры для оперативного дозиметрического контроля.**

В этих приборах применяют малогабаритные детекторы. В результате этого масса таких приборов, как правило, не превышает 0,6 кг, в некоторых случаях доходит до 2,6 кг. Они используются для измерения мощности амбиентного эквивалента дозы, а также для измерения (оценки) амбиентного эквивалента дозы, знание которой необходимо персоналу для выработки оптимального режима работы при выполнении определенной операции.

Кроме того, дополнительно эти приборы позволяют измерять плотность потока бета-частиц и, в ряде случаев, измерять (индицировать) плотность потока альфа-частиц (ИРД-02, МКС-08П, МКС-09). Поисковые дозиметры-радиометры часто комплектуются телескопической штангой, на которую устанавливается блок детектирования или только детектор.

На основе прибора ИРД-02 разработана его модификация – поисковый радиометр-дозиметр МКС-10П, в котором в отличие от ИРД-02 детектор-счетчик СБТ-10А установлен на шарнире на конце раздвижной штанги, а измерительный пульт установлен на основании штанги. Измерительный пульт имеет разъем для подключения наушников, которые позволяют определять по частоте звуковых сигналов тенденцию изменения уровня радиационного поля.

Поисковый дозиметр ДПГ-02СБ, в котором в качестве детектора используется счётчик СБТ-10, имеет диапазон измерений  $10 - 10^4$  мкР/ч, комплектуется солнечной батареей для подзарядки аккумуляторов и телескопической штангой.

Прибор ДКГ-01Д имеет стандартный интерфейс связи с ПК. Он может накапливать до 1000 результатов измерений, проводимых через установленное время.

Прибор ДКГ-02У («Арбитр») - более современная модель широко используемого дозиметра ДРГ-01Т1. В обеих моделях в качестве детекторов применены одинаковые типы и

количество газоразрядных счетчиков. Поэтому они имеют близкие технические характеристики.

Прибор МКС-09 за счет своих малых габаритных размеров может носиться в нагрудном кармане спецодежды и после дополнительных испытаний может использоваться для измерения индивидуального эквивалента дозы.

Приборы РЗС-10НР и РЗС-10НРЗ и ДКС-96Г предназначены для измерения импульсного фотонного, в том числе мягкого рентгеновского излучения.

Приборы РЗС-10НР и РЗС-10НРЗ обеспечивают измерение дозы импульсного фотонного излучения, а прибор ДКС-96Г – измерение мощности дозы одиночных импульсов фотонного излучения (при мощности дозы до 1,5 Зв/с длительностью от 0,3 мкс до 18,5 мс и измерение мощности эквивалентной дозы периодически следующих импульсов (если усредненная мощность дозы не превышает 1 Зв/ч, длительность импульса не менее 0,3 мкс, доза в импульсе не более 0,1 Зв, а пиковое значение мощности дозы в импульсе не превышает 1,5 Зв/с). Эта характеристика приборов является важной при радиационном контроле рабочих мест и помещений, когда вблизи работают медицинские и промышленные аппараты, создающие импульсные поля фотонного излучения.

Радиометр РПН-12П предназначен для измерения плотности потока тепловых и быстрых нейтронов ( $E_n=0,5-5$  МэВ,  $\varphi_n = 1-10^4$  нейтр./с/см<sup>2</sup> – быстрые нейтроны,  $\varphi_n = 0,5-5 \cdot 10^3$  нейтр./с/см<sup>2</sup> – тепловые нейтроны).

Универсальный радиометр-спектрометр МКС-АО2 предназначен для локализации радиоактивных источников, измерения количественных характеристик альфа-, бета-, гамма- и нейтронного излучения, идентификации гамма-излучающих радионуклидов, хранения измеренных гамма-спектров для их возможной обработки на ПЭВМ. Прибор используется для радиоэкологического мониторинга территорий. Он предназначен для работы в лабораторных и в полевых условиях.

Радиометр-дозиметр универсальный МКС-РМ 1501 производится СП «Полимастер» (Минск, Беларусь). Он предназначен для измерения мощности амбиентного эквивалента дозы фотонного излучения, плотности потока альфа- и бета-излучения, индикации нейтронного излучения, оценки радионуклидного состава по накопленным спектрам. Диапазон измерения мощности дозы гамма-излучения Н от 0,1 мкЗв/ч до 100 мЗв/ч при погрешности  $(20+0,4/N)\%$ .

Дозиметр поисковый микропроцессорный ДРС-РМ 1401 производства ООО Полимастер использует для работы сцинтиллятор NaI(Tl) с фотодиодом. Этот дозиметр предназначен для таможенного контроля за делящимися и радиоактивными материалами по гамма- и рентгеновскому излучению, поиска ИИИ. Диапазон измерения мощности

эквивалентной дозы по Cs-137 от 0,05 до 40 мкЗв/ч. Диапазон регистрируемых энергий от 0,06 до 3 МэВ. Масса с элементами питания 400 г.

Портативный широкодиапазонный многофункциональный прибор для дозиметрии непрерывного, кратковременного и импульсного рентгеновского и гамма-излучения ДКС-АТ1121 производится УП «Атомтех». Детектор - тканеэквивалентная сцинтилляционная пластмасса с добавками тяжелых металлов Ø30x15 мм. Прибор позволяет измерять мощность амбиентного эквивалента дозы непрерывного излучения от 50 нЗв/ч до 10 Зв/ч, в режиме измерения кратковременного излучения - от 5 мкЗв/ч до 10 Зв/ч. Диапазон энергий 15 кэВ – 10 МэВ. Энергетическая зависимость в диапазоне 15 кэВ – 60 кэВ составляет 35%, в диапазоне 60 кэВ – 3 МэВ – 25%, от 3 до 10 МэВ – 50%. Масса прибора 0,9 кг. Модификация ДКС-АТ1123 позволяет измерять импульсы излучения длительностью от 10 нс с мощностью дозы от 0,1 мкЗв/ч до 10 Зв/ч. Предел основной относительной погрешность измерения: непрерывного и кратковременного излучения -  $\pm 15 \%$ , импульсного излучения -  $\pm 30 \%$ . Дополнительные функции - обнаружение источников мягкого и жесткого гамма-излучения, бета-излучателей, кратковременно действующего и импульсного излучения с оценкой длительности воздействия, а также движущихся излучателей.

Малогабаритный дозиметр-радиометр МКС-АТ6130 производится УП «Атомтех». Этот прибор предназначен для измерения мощности амбиентного эквивалента дозы и амбиентного эквивалента дозы рентгеновского и гамма-излучения, а также для измерения плотности потока бета-частиц с загрязненных поверхностей. В поисковом режиме измеряет скорость счета в имп/с. Диапазон измерения мощности амбиентного эквивалента дозы рентгеновского и гамма-излучения - 0,1 мкЗв/ч – 10 мЗв/ч. Диапазон дозы – 0,1 мкЗв – 100 мЗв. Диапазон энергий рентгеновского и гамма-излучения 20 кэВ - 3 МэВ, бета-излучения – 155 кэВ – 3,5 МэВ. Основная относительная погрешность измерений не более  $\pm 20 \%$ .

Радиометр-спектрометр МКС-АО2 представляет собой переносной прибор, имеющий встроенный сцинтилляционный детектор гамма-излучения, два нейтронных детектора и внешний детектор альфа- и бета-излучения. Нейтронные детекторы выполнены в виде трубок с газом  $^3\text{He}$  под давлением 8 атм., помещенных в замедлитель из полиэтилена. Детекторы работают в пропорциональном режиме. В комплект поставки входит детектор альфа- и бета-излучения БДС-АБ1. Предусмотрена работа прибора в двух режимах: оперативном и экспертном. Он выполняет четыре основные функции: поискового прибора, дозиметра, радиометра и спектрометра. В качестве спектрометра прибор позволяет накапливать гамма-спектры, выводить их на дисплей и проводить идентификацию изотопов. Выпускаются 4 модификации прибора: МКС-АО2-1М ( $\alpha, \beta, \gamma, n$ ), МКС-АО2-2М ( $\alpha, \beta, \gamma$ ), МКС-АО2-3 ( $\gamma, n$ ), МКС-

АО2-4 (g), масса которых составляет 4,8; 4,1; 3,6; 2,9 кг соответственно (масса блока детектирования БДС-АБ1 – 1,2 кг).

Среди носимых портативных дозиметров и многофункциональных дозиметров-радиометров, в которых в качестве детекторов использованы газоразрядные счетчики, следует выделить приборы ДКГ-02У («Арбитр»), ДРБП-01А, ИРД-02, МКС-08П («Навигатор») и МКС-09, среди носимых дозиметров и многофункциональных дозиметров-радиометров со сцинтилляционными детекторами – ИМЭД-1, МКС-06НМ («Инспектор»), разновидности прибора РЗС-10Н, а также приборы МКС-07П, МКС-АО2.

Применение в приборах ДРБП-01А, ИРД-02(МКС-10П), МКС-08П, МКС-09 торцевых газоразрядных счетчиков СБТ-10А, СИ-8Б, «Бета-1» с большим по площади и тонким входным окном обеспечивает высокую чувствительность этих приборов, позволяет оперативно контролировать радиоактивное загрязнение большой поверхности. По сравнению со стальными цилиндрическими счетчиками, торцевые счетчики обеспечивают регистрацию бета-частиц в более широком энергетическом диапазоне за счет детектирования частиц с малыми энергиями. Эти счетчики после отбора по специальной методике обеспечивают регистрацию альфа-излучения.

Радиометрические приборы контроля плотности потока нейтронного и гамма-излучения СРПС2 и СРПС7, Радиометрические приборы контроля плотности потока нейтронного излучения СРПН3 и СРПН6МА. Эти приборы предназначены для обнаружения источников нейтронного и гамма-излучения или нейтронного излучения, создающих в точке наблюдения плотность потока частиц, сравнимую с уровнем естественного фона (приборы СРПС2, СРПС7, СРПН3 и СРПН6 МА), оценки мощности эквивалентной дозы нейтронного и гамма-излучения (прибор СРПС2), картографирования полей нейтронного и гамма-излучения (прибор СРПС7), оценки мощности эквивалентной дозы нейтронного излучения, измерения загрязнения поверхности нейтронно-активными веществами, оценки спектрального состава нейтронного излучения (прибор СРПН3), картографирования полей нейтронного излучения, измерение загрязнения поверхности нейтронно-активными веществами, пространственной селекцией источников нейтронного излучения (СРПН6МА).

Приборы отличаются многофункциональностью, возможностью независимого использования различных детекторов, питание приборов автономное или сетевое.

Дозиметры ДРГ-11Т («Рудник») и ДБГ-12Т («Гудфил») предназначены для определения мощности экспозиционной дозы фотонного излучения в горных выработках шахт.

Дозиметры-радиометры ДРГ-5 («Эко-7») предназначены для дозиметрических и радиометрических измерений основных параметров полей гамма- и бета-излучающих радионуклидов, измерения уровня радиоактивных загрязнений.

Бета-гамма радиометры-дозиметры ЭКОЮНИКС предназначены для измерения эквивалентной дозы и мощности эквивалентной дозы фотонного излучения, а также плотности потока бета-излучения. Диапазоны измерения по мощности дозы от 0,1 до 100 мкЗв/ч, по дозе от 0,001 до 10 мкЗв, по удельной, объемной активности от 0,3 до 1000 кБк/л.

Дозиметры-радиометры ДРГБ-04 предназначены для измерения мощности амбиентного эквивалента дозы фотонного излучения, плотности потока бета-частиц и средней скорости счета импульсов. Диапазоны измерений по мощности дозы от 0,2 до 100 мкЗв/ч и по плотности потока от 0,2 до 100 част/см<sup>2</sup>.с.

Приборы комбинированные для измерения ионизирующих излучений РКСБ-06 («Викон») предназначены для измерения мощности эквивалентной дозы в диапазонах от 0,1 до 100 мкЗв/ч и от 10 до 10000 мкЗв/ч.

Приборы геологоразведочные сцинтилляционные СРП-97 предназначены для поиска радиоактивных руд по их гамма-излучению, для радиометрической съемки местности и обнаружения зон радиоактивного загрязнения. Диапазон измерения мощности экспозиционной дозы от 30 до 3000 мкР/ч при погрешности 15 %. Для использования его с целью измерения мощности амбиентного эквивалента дозы необходима переградуировка прибора.

Установки дозиметрические ДКГ-01Т предназначены для измерения мощности эквивалентной дозы и мощности поглощенной дозы фотонного излучения в ткани при проведении экспрессной гамма-съемки. Диапазоны измерения мощности эквивалентной дозы от 0,1 мкЗв/ч до 10 мЗв/ч и мощности поглощенной дозы от 10 до 1000 мГр/ч.

#### **2.2.4 Стенды калибровочные и дозиметрические установки гамма-излучения**

Для метрологического обеспечения дозиметрических средств измерений используются поверочные дозиметрические установки, среди которых широкое применение получили установки с коллимированным полем излучения. Оборудование такого класса – дозиметрические установки гамма-излучения УДГ-АТ110 и УДГ-АТ130, разработанные и выпускаемые УП «АТОМТЕХ», относятся к оборудованию нового поколения. Установки автоматизированы, обладают высоким уровнем безопасности и надежны в эксплуатации.

Эксплуатируемая в УП «АТОМТЕХ» установка УДГ-АТ130 относится к рабочему эталону 1-ого разряда и обеспечивает передачу рабочим эталонам и средствам измерений единиц мощности кермы в воздухе в диапазоне от 0,5 мкГр/ч до 45 Гр/ч. Установка также

применяется для передачи размеров единиц амбиентного, индивидуального эквивалентов доз, экспозиционной дозы, а также их мощности. В установке применяются радионуклидные источники из  $^{137}\text{Cs}$ . Основная погрешность установки составляет от 2 до 4 %.

Отличительной особенностью эксплуатируемой в УП «АТОМТЕХ» установки УДГ-АТ110 – рабочего эталона 2-го разряда, является широкий набор радионуклидов ( $\text{Cs-137}$ ,  $\text{Co-60}$ ,  $\text{Am-241}$ ,  $\text{Co-57}$ ,  $\text{Cd-109}$ ,  $\text{Fe-55}$ ), обеспечивающих градуировку энергетической зависимости в диапазоне энергий от 5,9 кэВ до 1250 кэВ. Диапазон мощности кермы в воздухе от 0,03 мкГр/ч до 2 мкГр/ч. Установка УДГ-АТ110 применяется также для передачи рабочим эталон и средствам измерений единиц амбиентного, индивидуального эквивалентов доз, экспозиционной дозы, а также их мощности. Основная погрешность установки составляет от 4 до 5 %.

### **2.2.5 Зарубежная дозиметрическая аппаратура.**

В настоящее время у российских пользователей имеется значительный парк зарубежной аппаратуры. В основном это аппаратура стран Европы (Франции, Германии, Финляндии, Швеции и др.), США и Японии, аппаратура Украины, Казахстана, а также Литвы и Эстонии. Аппаратура могла быть закуплена на выделенные государством валютные средства для выполнения важнейших государственных программ (ликвидация последствий аварии на ЧАЭС, ликвидация оружия массового поражения, контроль и учет ядерных материалов, контроль отработанного ядерного топлива (ОЯТ) при его хранении и перевозке, контроль ядерных испытательных полигонов и т.д.), получена или закуплена на средства, выделенные отдельными зарубежными государствами и Европейским экономическим сообществом для выполнения различных проектов, в том числе и совместимых, по радиоэкологическому мониторингу человека, промышленных объектов и окружающей среды.

К приборам, поставляемым Германией, в рассматриваемой группе приборов относятся Измерители мощности эквивалентной дозы гамма-излучения Gamma TRACER. Они предназначены для измерения мощности эквивалентной дозы гамма-излучения, записи измеренных значений в память прибора и передачи их в ПК для последующей обработки в ПК. Диапазон измерения от 10 мЗв/ч до 1 мЗв/ч при погрешности от 20 % [30].

К аппаратуре, поставляемой Латвией, относится Комплект индивидуального дозиметрического контроля ДТУ-01. Комплект поставляется со стандартным интерфейсом связи с ПЭВМ и программным обеспечением для обработки результатов измерения и создания базы дозиметрического контроля. В состав Комплекта входят пульт управления с блоком высвечивания, блок термообработки детекторов, дозиметры с термолюминесцентными детекторами и ПЭВМ с принтером. В Комплекте предусмотрена возможность работы в

режиме ручной обработки данных (без ПЭВМ). Диапазон измерения индивидуального эквивалента дозы с детекторами ТЛД-500К от 0,5 до  $10^6$  мкЗв, с детекторами ТЛД-1011 от 5 до  $1 \cdot 10^7$  мкЗв, с детекторами ДТГ-4 от 50 до  $1 \cdot 10^8$  мкЗв. Погрешность измерений в диапазоне доз до 10 мЗв – 30 %, более 10 мЗв – 15 %. Фединг в год не более 3 %. Число циклов использования детекторов не менее 500. Масса Комплекта 25 кг.

К приборам, поставляемым Литвой, относятся Дозиметры рентгеновские селективные S2010 («SPECTR»), предназначенные для измерения мощности экспозиционной дозы и экспозиционной дозы рентгеновского излучения в диапазоне энергий фотонов от 4 до 140 кэВ.

К приборам, поставляемым Эстонией, относятся Радиометры-дозиметры МКС-04Н («Марс»), предназначенные для измерения рентгеновского и гамма-излучения, плотности потока бета-частиц и удельной, объемной активности в пробах.

К приборам, поставляемым Украиной, относятся Дозиметры ДКС-90У, ДКС-90Н и новый Радиометр-дозиметр МКС-05 («Терра»), предназначенные для измерения амбиентного эквивалента дозы и мощности амбиентного эквивалента дозы фотонного излучения. Прибор МКС-05 измеряет также плотность потока бета-частиц.

К системам и приборам, поставляемым Финляндией, относятся Дозиметры RAD-51S, RAD-52S, RAD-62 и системы дозиметрические ДОЗАКУС.

Дозиметры программируемые персональные RAD-51S, RAD-52S (RAD-62) предназначены для измерения индивидуального эквивалента дозы и мощности индивидуального эквивалента дозы фотонного излучения. Диапазоны измерения от 1 мкЗв до 1000 мЗв и от 50 мкЗв/ч до 3 Зв/ч (5 мкЗв/ч – 3 Зв/ч). В качестве детектора в этих приборах использованы кремниевые ППД.

Системы дозиметрические термолюминесцентные ДОЗАКУС предназначены для измерения индивидуального эквивалента дозы фотонного и нейтронного излучений и направленной эквивалентной дозы бета-излучения. Диапазон измерения от 0,15 до 10000 мЗв при погрешности 40 %.

### **3. НОВЫЕ ДЕТЕКТОРЫ И ПЕРСПЕКТИВЫ ИХ ИСПОЛЬЗОВАНИЯ ДЛЯ ЦЕЛЕЙ РАДИАЦИОННОГО КОНТРОЛЯ**

#### **3.1. КРАТКАЯ ИНФОРМАЦИЯ О НОВЫХ ДЕТЕКТОРНЫХ МАТЕРИАЛАХ И ДЕТЕКТОРАХ НА ИХ ОСНОВЕ**

Появление новых материалов и качественное улучшение уже существующих за последние два десятилетия позволило существенно расширить ряд детекторов гамма-квантов и нейтронов, которые уже используются в гамма-спектрометрах и возможность использования которых в радиационном приборостроении ещё предстоит исследовать. Это - особо чистый

германий, CdTe, HgI<sub>2</sub>, BGO, BaF<sub>2</sub>, LaBr<sub>3</sub>, LiGdBO, CWO, микротрубки из органических сцинтилляторов и другие. Обобщая преимущества новых материалов, можно сказать, что они охватывают все основные технические характеристики детектора – энергетическое разрешение, эффективность регистрации, возможность и удобство обработки, доступность и стоимость. Некоторые из новых возможностей уже реализованы в серийном производстве. Однако, многие известны лишь из отдельных публикаций. При этом информация о сравнительных характеристиках различных детекторов ограничена [30].

Наряду с совершенствованием технологии изготовления классических сцинтилляторов во многих странах ведутся работы по использованию новых видов неорганических сцинтилляторов, позволяющих более эффективно решать отдельные задачи. Наибольшей плотностью из неорганических сцинтилляторов обладают детекторы из кадмия CdWO<sub>4</sub>, поэтому из них можно изготовить детекторы маленьких геометрических размеров. При этом сцинтилляционная эффективность CdWO<sub>4</sub> составляет от 30% до 50% от NaJ(Tl).

Ниже будут представлены некоторые новые сцинтилляторы, представляющие интерес для радиометрии [31], основное внимание будет уделено таким их свойствам, как:

- Световойход, понимаемый как выход люминесценции (*LY*)— количество фотонов, излучаемых сцинтиллятором при поглощении определённого количества энергии (обычно 1 МэВ).
- Время высвечивания (*T*)
- Основная линия высвечивания (*Lum*), длина волны, характеризующая спектр высвечивания -спектр высвечивания должен быть оптимально согласован со светочувствительностью используемого фотоприёмника, чтобы не терять лишний свет
- Энергетическое разрешение (*R*), обычно на линии Cs-137
- Плотность ( $\rho$ )

### 3.2 Материалы для сцинтилляционных детекторов.

Основные новые материалы для сцинтилляционных детекторов и их характеристики приведены в таблице 11 и изложены ниже по тексту.

Таблица 11. Новые материалы для сцинтилляционных детекторов и их характеристики

Кристалл	Плотность, г/см <sup>3</sup>	Lum $\lambda$ , нм	световойход, фотон/МэВ	Энергетическое разрешение, % Cs-137	Время высвечивания, нс	Гидроскопичность
BGO	7,13	460-510	20000	7,2-12	300	нет
CaF <sub>2</sub> (Eu)	3,18	435	19000	9,5-10	940	нет
BaF <sub>2</sub>	4,88	310	18000	11	0,6- 0,8	слабая
CaI <sub>2</sub> :Eu <sup>2+</sup> ;	3,96	467	110000	5,2	1000	да
SrI <sub>2</sub> :Eu <sup>2+</sup>	4,55	435	115000	2,6	1500	да
Ba <sub>2</sub> CsI <sub>5</sub> :Eu <sup>2+</sup>	4,9	435	102000	2,55	383, 1500	слабая

SrCsI <sub>3</sub> :Eu <sup>2+</sup>	4,25	458	3000	3,9	2200	слабая
BaBrI:Eu <sup>2+</sup>	5,2	413	97000	3,4	500	нет
LaBr <sub>3</sub> :Ce <sup>3+</sup>	5,3	356	75000	2,6	16	да
LaCl <sub>3</sub> (Ce)	3,79	350-420	50000	2,5-3,5	28	да
YAP	5,35	350-390	21000	6,7	28	нет
CWO	7,9	475	14000	7,5	14	нет

### 3.2.1 Германаты висмута BGO, Bi<sub>4</sub>Ge<sub>3</sub>O<sub>12</sub>

В тех случаях, когда ограничен объем детектора гамма-излучения большой интерес вызывают сцинтилляторы, обладающие большой плотностью и позволяющие повысить эффективность регистрации гамма-излучения. Один из таких сцинтилляторов – ортогерманат висмута (BGO). Кристаллы BGO обладают по сравнению с NaJ(Tl), более высокой поглощающей способностью, что позволяет снизить объем детектора на порядок. Кроме того, этот сцинтиллятор имеет малую чувствительность к нейтронам, что оказывается удобным при измерении гамма-излучения в смешанных полях. При изготовлении кристаллов BGO не возникает проблем равномерного распределения активатора для хорошей равномерности. Существенный недостаток этого сцинтиллятора – низкий световой выход. Улучшение технологии и получение чистого сырья позволили для кристаллов BGO с диаметром 25 мм и высотой 2,5 мм улучшить энергетическое разрешение с 15 до 9,5%. Наконец, для многих неорганических сцинтилляторов, и, в частности, для NaJ(Tl), свойственно послесвечение – наличие долговременного компонента высвечивания; кристаллы BGO обладают минимальным послесвечением. Хотя, надо отметить ряд недостатков кристаллов BGO по сравнению с другими типами сцинтилляторов: - относительно невысокое разрешение, что создает определенные сложности при обработке получаемых гамма-спектров; - большая дополнительная температурная погрешность (-1,2 %/°C), что также требует применения более сложных алгоритмов при обработке спектров.

По сравнению с NaI(Tl) количество фотоэлектронов от BGO может составлять от 8 % до 16% в зависимости от качества кристалла и его размеров. Время высвечивания BGO при комнатной температуре составляет 300 нс, т.е. ненамного хуже, чем у NaI(Tl). Однако в отличие от последнего послесвечение в миллисекундной области у BGO очень мало — 0,005%. Поэтому в целом BGO более быстродействующий, чем NaI(Tl). Длительность световспышки BGO сильно зависит от температуры. При 0°C она составляет 400 нс, а при 40 °C - 200 нс. Сильна зависимость от температуры и для световых выходов. Температурный коэффициент составляет 1,55 % /°C для комнатных условий [32]. Значительно меньший результирующий световой выход BGO по сравнению с NaI(Tl) сопровождается

соответственно ухудшением энергетического разрешения. К числу лучших результатов относится разрешение 9,3% по гамма-излучению. Из-за недостаточной прозрачности кристаллов ВГО к собственному излучению наблюдается существенная зависимость разрешения от их размеров. Так, если при размере  $\varnothing$  25x25 мм разрешение было 10,5%, то в кристалле  $\varnothing$  25x100 мм, изготовленном из того же сырья, разрешение составило 13,3 % [33]. Для кристалла  $\varnothing$ 50x200 мм получено разрешение 13 % [34]. Достоинствами ВГО являются его хорошие механические свойства при обработке и негигроскопичность. Технической трудностью является также образование воздушных пузырьков внутри объема кристалла при его изготовлении. На пузырьках происходит рассеяние и, соответственно, потери света.

### 3.2.2 Фторид бария BaF<sub>2</sub>

Обнаруженное в BaF<sub>2</sub> быстрое свечение (< 1 нс) открыло новую сферу применения фторидов в качестве быстрых сцинтилляторов. Однако помимо быстрой компоненты наблюдается интенсивная медленная компонента, связанная со свечением автолокализованных экситонов. Одним из возможных способов ее подавления является активация кристаллов фтористого бария ионами редкоземельных элементов. Существенной проблемой, которая мешает широкому использованию щелочно-земельных фторидов в качестве сцинтилляторов, является низкий световой выход. Причины падения светового выхода после активации ионами редкоземельных элементов на сегодняшний день до конца не изучены. Уменьшение светового выхода связано с механизмом передачи возбуждения от первичных электронов и дырок, образующихся в кристалле при поглощении им кванта высокой энергии, к центрам свечения (редкоземельным ионам). Таким образом, для разработки новых сцинтилляционных материалов необходимо понять механизмы переноса энергии возбуждения от кристаллической решетки к примесным центрам [35].

Световой выход BaF<sub>2</sub> относительно NaI(Tl) можно принять равным 5 % для быстрой компоненты и 16% для медленной. Кристалл обладает слабой гигроскопичностью. Основным достоинством BaF<sub>2</sub> является то, что с этим относительно тяжелым кристаллом может быть получено такое же временное разрешение, как и с пластическим сцинтиллятором. Энергетическое разрешение монокристалла  $\varnothing$ 40x20 мм по линии 662 кэВ составляет 18 % [36].

### 3.2.3 Фторид кальция CaF<sub>2</sub>(Eu)

Кристаллы характеризуются низким уровнем послесвечения. Спектр энергии гамма-излучения Cs-137, измеренный с помощью кристалла CaF<sub>2</sub>(Eu) характеризуется резким превышением комптоновского участка над фотопиком. Для уменьшения погрешности

определения параметров фотопика необходимо набирать большую статистику при больших временах экспозиции – 20-30 мин. Энергетическое разрешение при этом – 9,5-10 %.

### 3.2.4 Иттрий алюминиевые оксиды (YAP)

В последнее время появился новый вид сцинтилляторов на основе ортоалюмината иттрия легированного церием  $YAlO_3(Ce)$ . По своим характеристикам он близок к  $CsI(Tl)$ , но со значительно большим быстродействием

Иттрий-алюминиевые оксиды - кристаллы  $Y_2Al_5O_{12}$  (гранат) и  $YAlO_3$  (перовскит, YAP) хорошо известны в лазерной технике [37]. Активация их церием (0,1 —1,0 вес. %) позволяет получить из них сцинтилляторы. По своим характеристикам он близок к  $CsI(Tl)$ , но со значительно большим быстродействием.

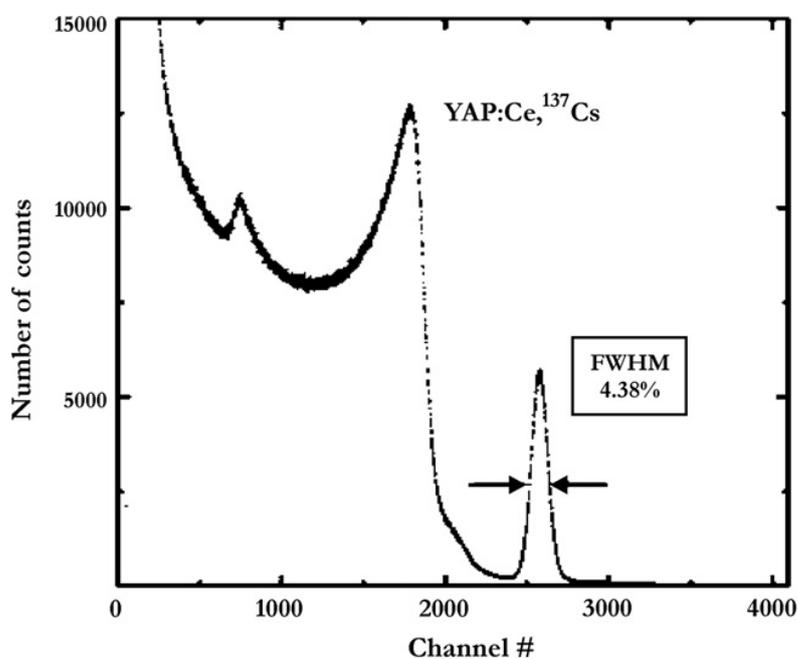


Рисунок 1 - Спектр гамма-излучения от  $^{137}Cs$  на кристалле YAP [38].

$Y_2Al_5O_{12}$  имеет световой выход порядка 4 % от того, что имеет  $NaI(Tl)$ ,  $T = 70$  нс и  $\lambda_{max} = 550$  нм [39]. Световой выход  $YAlO_3$  при концентрации  $CeO_2$ , равной 0,2 вес. %, составляет 40%,  $T = 28$  нс,  $n = 1,93$  и  $\lambda_{max} = 350-390$  нм. Кристаллы негигроскопичны, химически стойки и обладают высокими механическими качествами. Детекторы на основе YAP:Ce обеспечивают высокое разрешение в области мягких гамма-квантов и рентгеновского излучения. Энергетическое разрешение для  $\alpha$ -частиц Ra-226 с энергией 7687 кэВ составляет 2,5% и практически постоянно в широком диапазоне энергий [40]. Сцинтилляторы YAP:Ce могут быть перспективными при создании  $\alpha$ -спектрометров с хорошим энергетическим разрешением, низким уровнем фона и приемлемой стоимостью. Возможно также изготовление оптических микротрубок на основе этого сцинтиллятора.

### 3.2.5 Галогениды лантана $\text{LaBr}_3(\text{Ce})$ , $\text{LaCl}_3(\text{Ce})$

В 2001 г. корпорацией Saint-Gobain (Франция) была запатентована новая группа сцинтилляционных кристаллов – галогениды лантана легированные церием  $\text{LaBr}_3(\text{Ce})$  и  $\text{LaCl}_3(\text{Ce})$ . При световых выходе сравнимом со световых выходом  $\text{NaI}(\text{Tl})$ , данные кристаллы обладают гораздо более высоким энергетическим разрешением и коротким временем высвечивания, что привлекает к ним большой интерес. Однако трудности, связанные с характерным радиоактивным загрязнением месторождений лантаноидов и сильной анизотропией температурного коэффициента линейного расширения, приводят к сложным технологиям и высокой стоимости продукции. Для бромида лантана среднее энергетическое разрешение для 662 кэВ изотопа Cs-137 составляет  $\sim 3,2\%$  и световой выход превышающий световой выход  $\text{NaI}(\text{Tl})$ . На базе кристаллов  $\text{LaBr}_3(\text{Ce})$  производятся блоки детектирования, обладающие уникальными свойствами для класса сцинтилляционных детекторов:

- энергетическое разрешение для энергии гамма-излучения 662 кэВ от 2,5 % до 3,5%. Для кристалла  $\text{NaI}(\text{Tl})$  аналогичного размера при тех же условиях, разрешение составляет не менее 6 %.

- более высокая эффективность регистрации чем у детектора с аналогичными размерами кристалла  $\text{NaI}(\text{Tl})$ ;

- высокая температурная стабильность характеристики преобразования, обеспечиваемая уникально низким температурным коэффициентом световых выхода сцинтилляционного материала.

Приведенные преимущества блоков детектирования на базе кристаллов  $\text{LaBr}_3(\text{Ce})$ , позволяют качественно улучшить потребительские свойства гамма – спектрометров на их основе. В частности, блоки детектирования на основе  $\text{LaBr}_3(\text{Ce})$  позволяют уверенно анализировать образцы со сложными спектрами гамма-излучателей; высокое разрешение напрямую ведет к улучшению качества идентификации радионуклидов в исследуемых образцах значения минимально измеряемой активности, за идентичные интервалы времени, уменьшаются и как следствие уменьшаются времена измерения образцов для достижения требуемого результата; высокая температурная стабильность устройств детектирования позволяет эффективно применять их при тяжелых температурных воздействиях внешней среды [31].

$\text{LaBr}_3$  действительно не только не уступает, а по некоторым параметрам превосходит  $\text{NaI}(\text{Tl})$ . Максимум эмиссии спектра сцинтиллятора  $\text{LaBr}$  приходится на 350 нм. Кристаллы с процентным содержанием церия 0,2-10 % имеют 2,9-3,9 % разрешение [41]. Эффективность регистрации на 10 - 70 % выше, чем у детекторов на основе традиционных кристаллов  $\text{NaI}(\text{Tl})$

аналогичного размера. Сравнительные спектры, полученные с этими сцинтилляторами, представлены на рисунке 2 и говорят о существенном преимуществе этих кристаллов.

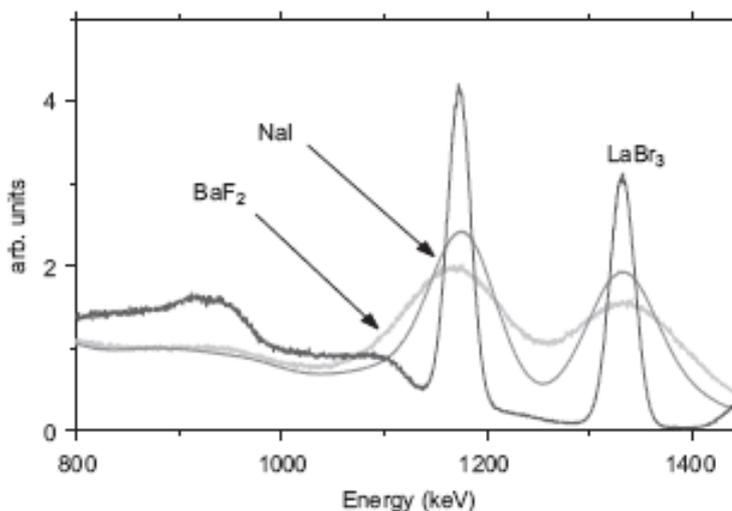


Рисунок 2 - Энергетические спектры  $^{60}\text{Co}$ , измеренные с помощью  $1''\times 1''$   $\text{LaBr}_3(\text{Ce})$ ,  $2''\times 3''$   $\text{BaF}_2$  и  $3''\times 3''$   $\text{NaI}$ .

$\text{LaCl}_3$  – так же, как и  $\text{LaBr}_3$  - это новый кристалл, который по своим свойствам не уступает кристаллу  $\text{NaI}(\text{Tl})$ . Плотность кристалла составляет  $3,64 \text{ г/см}^3$ . Этот кристалл имеет следующие характеристики:

- световой выход -  $50 \text{ ф.эл./кэВ}$  ( $70 \%$  для  $\tau = 20 \text{ нс}$ ,  $30 \%$   $\tau = 213 \text{ нс}$ );
- радиационная длина  $X_0$  -  $2.8 \text{ см}$ ;
- время высвечивание -  $<30 \text{ нс}$ .

На кристалле большего объема ( $\text{Ø}25\times 25 \text{ мм}$ ) разрешение составило  $4,2 \%$ , в то время как  $\text{NaI}(\text{Tl})$  таких же размеров показал разрешение  $6,7 \%$ . Недостатком является то, что оба сцинтиллятора  $\text{LaBr}_3(\text{Ce})$  и  $\text{LaCl}_3(\text{Ce})$  обладают собственной внутренней активностью, обусловленной наличием нестабильного изотопа  $^{138}\text{La}$  и загрязнением  $^{227}\text{Ac}$ .

### 3.2.6 Оксид цинка $\text{ZnO}$

Размеры выращенных кристаллов  $\sim \text{Ø}8\times 5 \text{ мм}$ . Активированный индием кристалл испускал свет при  $\lambda_{\text{макс}} = 395 \text{ нм}$  интенсивностью  $10^4 \text{ фотон/МэВ}$ , что примерно равно интенсивности быстрого пластмассового сцинтиллятора. Время нарастания световой вспышки составило меньше  $100 \text{ пс}$ , а время спада  $< 1 \text{ нс}$ .  $\lambda_{\text{макс}} = 380 \text{ нм}$  и время высвечивания:  $\tau = 440 \text{ пс}$  со спадом до  $3,8 \text{ нс}$ .

$\text{ZnO}$  — материал более плотный, чем негигроскопичный пластмассовый сцинтиллятор, стабильный в широкой области температур, механически и радиационно прочен, недорог. Спектрометрические свойства  $\text{ZnO}$  немного лучше пластмассовых сцинтилляторов [42]. Добавление  $^6\text{Li}$  позволяет получить детектор нейтронов, рассчитанный на большие загрузки.

### 3.2.7 Вольфрамат кадмия CdWO<sub>4</sub> (CWO)

Монокристаллы вольфрамата кадмия CdWO<sub>4</sub> или CWO являются сравнительно новым сцинтилляционным материалом, полученным в 90-х годах. Кристаллы высокого качества выращивают методом Чохральского до размеров Ø60×150 мм [43]. В основном спектр излучения лежит в серо-голубой области 500-600 нм, хотя некоторые кристаллы имеют спектр в красной области – 650-700 нм. Световыход составляет 19,5 ф./кэВ. Энергетическое разрешение этого кристалла для энергии 662 кэВ составляет 7,5 % [44], что находится на уровне разрешения NaI(Tl). Поэтому CWO не обладает исключительными спектрометрическими характеристиками. Может быть использован для регистрации нейтронов.

### 3.3. Материалы для современных полупроводниковых детекторов

Германиевые и кремниевые полупроводниковые детекторы производятся ограниченным числом предприятий, среди них наиболее известными и популярными на российском рынке являются Canberra (США), ORTEC (США), Baltic Scientific Instruments – BSI (Латвия). В России разработкой и поставкой германиевых детекторов промышленного производства занимается Институт Физико-Технических Проблем Росатома (г. Дубна) – ИФТП. Разработку и поставку отдельных детекторов осуществляет Петербургский Институт Ядерной Физики (г. Гатчина) – ПИЯФ. Германиевые и кремниевые полупроводниковые детекторы производятся ограниченным числом предприятий, среди них наиболее известными и популярными на российском рынке являются Canberra (США), ORTEC (США), Baltic Scientific Instruments – BSI (Латвия). В России разработкой и поставкой германиевых детекторов промышленного производства занимается Институт Физико-Технических Проблем Росатома (г. Дубна) – ИФТП. Разработку и поставку отдельных детекторов осуществляет Петербургский Институт Ядерной Физики (г. Гатчина) – ПИЯФ.

Основные характеристики некоторых новых материалов для ППД детекторов приведены в таблице 12 [45, 46].

Таблица 12. Основные характеристики некоторых полупроводниковых материалов

Материал	Ширина запрещ. зоны, эВ.	Эффективный заряд.	Плотность, г/см <sup>3</sup>	Энергия на пару электрон-дырка, эВ.	Рабочая температура, К	Подвижность, см <sup>2</sup> /(В·с)		Время жизни носителей, с	Разрешение, %
						электрон.	дырок		
<i>Ge</i>	0,67	32	5,33	77	2,96	3600	4200	2,5·10 <sup>-5</sup>	0,46
<i>GaAs</i>	1,35	31,33	5,36	130 300	4,51 4,2	8600	400	10 <sup>-8</sup>	2,60
<i>GaSe</i>	2,03	31,34	4,55	300	6,3	60	215	10 <sup>-9</sup>	-
<i>GaP</i>	2,2	23	4,13	-	-	300	150	10 <sup>-8</sup>	-

<i>CdTe</i>	1,5	48,52	5,86	300	4,43	1050	80	$10^{-6}$	3,80
<i>CdSe</i>	1,7	41	5,74	-	-	650	-	-	-
<i>HgI<sub>2</sub></i>	2,26	80,53	6,40	300	4,2	100	4	$10^{-6}$	3,50

### 3.3.1 Сверхчистый германий

В начале восьмидесятых годов были разработаны новые методы очистки Ge [46], которые позволяют выращивать большие кристаллы сверхчистого германия HPGe, с концентрацией электрически активных атомов примесей менее  $2 \cdot 10^{-10}$  1/атом. Основным преимуществом детекторов на основе HPGe является то, что они могут храниться при комнатной температуре, в отличие от Ge(Li) детекторов, которые должны храниться при температуре жидкого азота. Кроме того, детекторы на основе HPGe могут иметь большие размеры по сравнению с Ge(Li) детекторами. Это позволяет создавать детекторы гамма-излучения не только с высоким энергетическим разрешением, но и с хорошей эффективностью в области регистрации гамма-излучения. Энергетическое разрешение ППД с такими средами лежит в диапазоне 1,75 -2,3 кэВ на линии 1.33 МэВ [47].

### 3.3.2 Теллурид кадмия CdTe

Полупроводниковые детекторы на основе кристаллов CdTe (CdZnTe) в последнее время находят все более широкое применение при регистрации гамма-излучения. Благодаря совершенствованию технологии производства создаются кристаллы с необходимыми, а в некоторых случаях уникальными физическими свойствами, что позволяет получать на их основе блоки детектирования ионизирующего излучения с хорошими спектротрическими и эксплуатационными характеристиками. Они отличаются высокой эффективностью регистрации излучения, относительно хорошим соотношением сигнал/шум и хорошим энергетическим разрешением при комнатной температуре. Линейность в счетном и токовом режимах работы в широком диапазоне измеряемой мощности дозы и высокая радиационная стойкость этого материала [48] позволяет использовать его при производстве дозиметрических блоков с большим радиационным ресурсом. Блоки детектирования с детекторами из CdZnTe, при комнатных температурах, обладают удовлетворительным энергетическим разрешением для решения некоторых практических задач. Разработан и создан спектрометр ионизирующего излучения, который может применяться как анализатор спектра радионуклидов в диапазоне энергий от 20 кэВ до 3 МэВ с энергетическим разделением до 10 % (59,6 кэВ, Am-241).

### 3.3.3 Диинид ртути HgI<sub>2</sub>

Первое сообщение об использовании тетрагонального диоксида ртути в качестве неохлаждаемого детектора ионизирующих излучений появилось в [47]. Эта работа показала большую перспективность  $\text{HgI}_2$  для спектрометрии рентгеновского и гамма-излучения.

Для изготовления спектрометрических детекторов на основе  $\text{HgI}_2$  обычно используют пластины толщиной около 0,5—1 мм эффективности детекторов в диапазоне (-40)–(+50) °С не превышает 10 %. Изменение счетной эффективности детекторов в диапазоне (-40)–(+50) °С не превышает 10 % [49]. Так, например, на детекторе размером 10x8x0,5 мм было получено разрешение 1,2; 2,0 и 4,5 кэВ при энергии 60; 122 и 662 кэВ соответственно [47]. Наибольший прогресс достигнут в изготовлении детекторов малого объема, предназначенных для спектрометрии рентгеновского излучения при комнатной температуре или слабом охлаждении. Разрешение  $\text{HgI}_2$ -спектрометра в рентгеновском диапазоне при 0° приближается к кремниевым детекторам, но при более высоких энергиях разрешение существенно хуже. При толщине кристалла 1 мм разрешение ~5 кэВ на  $^{137}\text{Cs}$ , но эффективность много меньше эффективности больших германиевых детекторов.  $\text{HgI}_2$  детекторы обладают хорошей радиационной стойкостью в нейтронных полях вплоть до потоков  $10^{15}$  нейтрон/см<sup>2</sup>.

### 3.4 Нанокристаллические сцинтилляторы

Особенности структурных и светоизлучательных характеристик оксидных и фторидных наносцинтилляторов открывают обширные перспективы их практических применений [49]. Ниже описываются следующие направления использования наносцинтилляторов:

1) Радиационные детекторы с улучшенными энергетической чувствительностью, энергетическим, пространственным и угловым разрешениями (просвечивающие инспекционные установки антитеррористического, охранного и таможенного назначения, приборы для медицинской диагностики, системы радиационного мониторинга окружающей среды).

2) Радиационные детекторы с существенно повышенной радиационной прочностью (оперативный автоматический контроль действующих атомных реакторов и хранилищ радиоактивных веществ непосредственно внутри горячих радиационных зон), обладающие возможностями раздельного измерения радиационных потоков гамма, бета и альфа-излучений, протонов и нейтронов.

3) Сверхскоростные радиационные детекторы для времяпролетной регистрации объемных высокоразрешающих изображений внутренних органов человеческого организма, выявления спрятанных в закрытых объемах опасных веществ и предметов и т.д.

4) Высокоразрешающая экспрессная диагностика *in vivo* внутри живых организмов вирусов, бактерий, канцерогенных и других патогенных биоорганелл. Оперативное уничтожение обнаруженных патогенных биоорганелл непосредственно во время сеанса диагностики.

Возможность и эффективность выстраивания из наносцинтилляторов регулярных структур типа фотонных кристаллов требует дополнительного обсуждения. Во-первых, проблема доставки света, излучаемого наносцинтилляторами, к фотодетектору имеет самостоятельное значение безотносительно того, будут ли наносцинтилляторы составлять фотонный кристалл или нет. Эта проблема обусловлена сильным рассеянием света на границах наночастиц, из-за чего, как показывает практический опыт, светосбор сцинтилляционного света фотодиодами возможен при толщинах слоев наночастиц до 0,5 мкм, а далее начинаются сильные потери света из-за многократных отражений. Вследствие этого реальные наносцинтилляционные детекторы устраиваются путем закрепления достаточно тонких слоев наночастиц (не толще вышеуказанных 0,5 мкм) на подложках, прозрачных для излучаемого ими света, по которым свет и доставляется к фотодетекторам. Эти подложки могут быть сделаны в виде пластин, световодных стержней или капилляров, во внутренние полости которых помещаются наночастицы, а прозрачные стенки служат световодами, доставляющими свет к фотодетекторам.

Малые размеры наносцинтилляторов позволяют изготавливать из них рентгеновские детекторы с субмикронным пространственным разрешением (в виде сплошных пленок субмикронной толщины или многоканальных матриц с субмикронными диаметрами каналов).

### 3.5 Мечта инженера о том, каким должен быть сцинтиллятор

Фактором, в значительной мере определяющим эффективность использования новых детекторных кристаллов в качестве детектирующих материалов в приборах, является известная комбинация «эффективность + доступность + цена». Такой оптимальный сцинтиллятор должен иметь выход люминесценции (ЛМ) порядка 100000 фотон/МэВ и при этом разрешение 3% на линии Cs-137 (критерии эффективности), размер порядка 30-40 см и цену порядка 3-4 долларов США за см<sup>3</sup>. Эта комбинация, известная как мечта инженера [50], представлена в таблице 13 для наиболее эффективных галоидных сцинтилляторов за последние годы развития галоидных сцинтилляторов.

Таблица 13. Наиболее эффективные галоидные сцинтилляторы

Кристалл	Плотность, г/см <sup>3</sup>	Длина волны ЛМ, нм	Выход ЛМ*, фотон/МэВ	Разрешение на 662 кэВ, %	Гигроскопичность
CaI <sub>2</sub> :Eu	3,96	467	110000	5,2	сильная

SrI <sub>2</sub> :Eu	4,55	435	115000	2,6	сильная
Ba <sub>2</sub> CsI <sub>5</sub> :Eu	4,9	435	102000	2,55	средняя
SrCsI <sub>3</sub> :Eu	4,25	458	73000	3,9	средняя
BaBrI:Eu	5,2	413	97000	3,4	слабая
NaI:TI	3,67	415	44000	5,6	сильная
CsI:TI	4,53	560	56000	6,0	нет
CsI:Na		420	46000	6,4	слабая

\* ЛМ - люминесценция

Видно, что практически все новые сцинтилляторы обладают примерно в 2 раза большим выходом люминесценции, чем классические NaI или CsI сцинтилляторы.

В таблице 14 показан прогресс за последние годы (2007-2014) в получении лабораторных образцов, обладающих разрешением 2,5-4% [50].

Таблица 14. Прогресс за последние годы в получении лабораторных образцов, обладающих разрешением 2.5-4%

Кристалл	2007-2009		2011-2014	
	Световой выход, фотон/МэВ	Разрешение на 662 кэВ, %	Световой выход, фотон/МэВ	Разрешение на 662 кэВ, %
SrI <sub>2</sub> :Eu	115000	2,	115000	2,6
Ba <sub>2</sub> CsI <sub>5</sub> :Eu	97000	3,8	102000	2,55
SrCsI <sub>3</sub> :Eu	65000	5,2	73000	3,9
BaBrI:Eu	81000	4,8	97000	3,4

Но оказывается, что, несмотря на то, что лабораторное качество наиболее эффективных галоидных сцинтилляторов растет, технологии производства их в настоящее время нет. По мнению компетентных специалистов [50], занимающихся ростом сцинтилляционных кристаллов, это обусловлено тем, что новые сцинтилляторы требуют исключительной чистоты кристаллов. Как следствие стоимость сцинтиллятора определяется не наукоемкими затратами по разработке сцинтилляторов (R&D), а прежде всего стоимостью сырья – высококачественного сырья с крайне малым содержанием примесей. Эта задача не может быть решена в массовом масштабе за ближайшие 5-10 лет.

Исключение, возможно, составляют галогениды лантана типа LaBr<sub>3</sub>, кристаллы которых, несмотря на их дороговизну, начинают применяться в приборах инспекционного типа. Один из таких детекторов фирмы Canberra показан на рисунке 3 (интеллектуальный блок детектирования на основе LaBr для InSpector™ 1000, Модель IPROL-1) с разрешением 3,5% на линии 662 кэВ.



Рисунок 3 - Интеллектуальный блок детектирования на основе LaBr для InSpector™ 1000 Модель IPROL-1.

В настоящее время у производителя – французской фирмы Saint-Gobain Crystals – коммерчески доступны кристаллы с размерами до  $\varnothing 7.62 \times 7.62$  см и разрешением вплоть до 2.9% на линии 662 кэВ. Новый подход к анализу спектров LaBr<sub>3</sub> детекторов (так называемый метод Projection to Latent Structures) позволяет определять наличие широкого класса природных и техногенных нуклидов. Для иллюстрации на рисунке 4 приведено сравнение спектров NaI, LaBr<sub>3</sub> и ОЧГ детекторов, позволяющее оценить ширины линий этих детекторов в одинаковых условиях измерений [51].

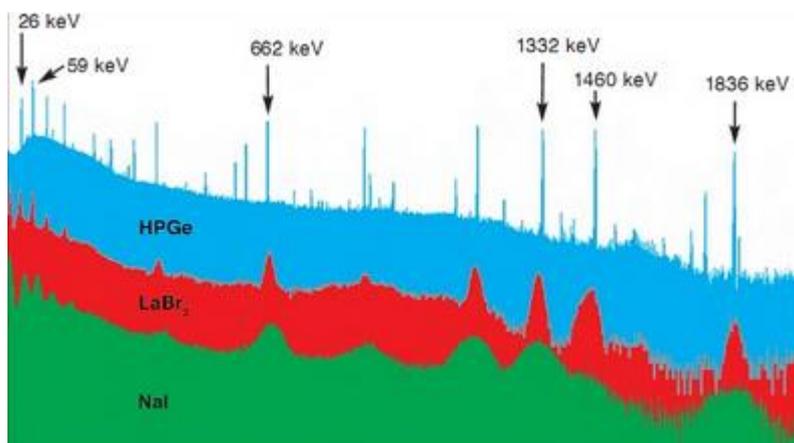


Рисунок 4 - Сравнение спектров NaI(TL), LaBr<sub>3</sub>(Ce) и ОЧГ

Возможно, в будущем использование блоков детектирования на основе кристаллов LaBr<sub>3</sub>(Ce), позволит качественно улучшить парк приборов сцинтилляционной гамма - спектрометрии Беларуси и России.

### 3.6 Практические рекомендации в связи с новыми детекторными материалами и приборами на их основе

Из анализа литературы следует, что наибольших применений новых сцинтилляционных материалов следует ожидать в ядерной медицине, в частности в однофотонной эмиссионной компьютерной томографии (SPECT) и позитронной эмиссионной

компьютерной томографии (РЕТ). LuAP – один из перспективных материалов, которые можно применить в РЕТ сканерах и рентгенографии. [52, 53].

Использование новых сцинтилляционных материалов, таких как LaBr<sub>3</sub>, позволяет создать портативные спектрометры, работающие в условиях высоких нагрузок и позволяющие получать детальные спектры  $\gamma$ -квантов с разрешением, сравнимым с получаемым на детекторах на основе HPGe. Предлагаемые спектрометры могут найти применение при выводе из эксплуатации объектов использования атомной энергетики, когда необходимо проводить обследование емкостей, трубопроводов и других подобных объектов в условиях высокого фона  $\gamma$ - и нейтронного излучения [54]. LaBr<sub>3</sub> детекторы позволяют определять наличие широкого класса природных и техногенных нуклидов

В настоящее время основной парк приборов для радиационного контроля в Беларуси и России базируется на сцинтилляционных детекторах с кристаллом NaI (Tl). Ниже в таблице 15 сравниваются основные характеристики этого кристалла с таковыми для кристалла LaBr<sub>3</sub>(Ce<sup>3+</sup>).

Таблица 15. Основные характеристики кристаллов NaI:Tl и LaBr<sub>3</sub>(Ce<sup>3+</sup>).

Кристалл	Плотность, г/см <sup>3</sup>	Длина волны, нм	Выход ЛМ*, фотон/МэВ	Разрешение на 662 кэВ, %	T, нс
LaBr <sub>3</sub> :Ce <sup>3+</sup>	5,3	356	75000	2,6	16
NaI:Tl	3,67	410	40000	5,6	230

Из этой таблицы следует, что кристалл LaBr<sub>3</sub>(Ce<sup>3+</sup>) имеет практически в два раза большую плотность (т. о., при равных размерах он в два раза более эффективен для гамма-излучения), практически в два раза больший световой выход, и более чем в два раза лучшее разрешение на линии цезия и более чем на порядок меньшее время высвечивания. Это приводит к тому, что детекторы LaBr<sub>3</sub> в приборах показывают существенное повышение достоверности идентификации изотопов.

Следует также отметить, что, в последнее время, независимо от типа сцинтилляционных детекторов, в качестве регистраторов конкурентоспособными по сравнению с фотоэлектронными умножителями (ФЭУ) становятся фотодиоды, используемые в качестве регистраторов вспышек в сцинтилляторе. Конкурентоспособность по сравнению с вакуумным ФЭУ достигается благодаря высокому квантовому выходу, более низкому рабочему напряжению, большей стабильности, механической прочности.

С точки зрения авторов отчета, упомянутые факты говорят о том, что настало время замены парка сцинтилляционных приборов на основе NaI(Tl), на приборы на основе LaBr<sub>3</sub>(Ce<sup>3+</sup>). Некоторые западные страны этот переход уже успешно начали.

В целом следует сказать, что появилось новое поколение сцинтилляционных материалов, сочетающих высокий выход и эффективность регистрации гамма-излучения  $\text{LaBr}_3:\text{Ce}$ ,  $\text{SrI}_2:\text{Eu}$ ,  $\text{SrIBr}:\text{Eu}$ ,  $\text{CeBr}_3$ . Эти сцинтилляторы позволяют создавать новое поколение детекторов, выпуск которых в РБ и РФ еще не освоен.

Кроме того, в Республике Беларусь разработан новый подход для создания сцинтилляционных детекторов для регистрации тепловых нейтронов (см. детали в [65-67]). Такие материалы позволяют создавать новое поколение компактных детекторов нейтронов.

Поэтому следует поставить вопрос перед органами власти Беларуси и Российской Федерации о создании государственной программы по разработке и созданию нового поколения интеллектуальных детекторов ионизирующего излучения. Это позволит в будущем качественно улучшить и повысить конкурентоспособность существующего парка приборов сцинтилляционной гамма - спектрометрии Беларуси и России. В Беларуси производство таких детекторов может быть налажено на базе предприятия «Атомтех» (г. Минск) и ОАО «Завод Оптик» (г. Лида).

#### **4 РЕКОМЕНДАЦИИ ПО ГАРМОНИЗАЦИИ МЕТОДОВ И МЕТОДИК ИССЛЕДОВАНИЯ СИСТЕМЫ РАДИАЦИОННОГО КОНТРОЛЯ В РАМКАХ ТАМОЖЕННОГО СОЮЗА**

В связи с вступлением Республики Беларусь в Таможенный союз на уровне глав правительств принято Соглашение Таможенного союза по санитарным мерам (Решение Межгоссовета ЕврАзЭС (Высшего органа Таможенного союза) от 11.12.2009), в статье 2 которого определено, что на таможенной территории Таможенного союза применяются Единые санитарно-эпидемиологические и гигиенические требования к товарам, подлежащим санитарно-эпидемиологическому надзору (контролю) (далее – ЕСТ).

Решением Коллегии Евразийской экономической комиссии №305 от 25.12.2012 утвержден План мероприятий, необходимых для реализации технического регламента Таможенного союза «О безопасности пищевой продукции», в соответствии с которым необходимо приведение нормативных правовых актов государств-членов Таможенного союза и Единого экономического пространства в соответствие с техническим регламентом. В связи с этим, всеми органами государственного управления должна проводиться соответствующая работа по приведению нормативных правовых актов Республики Беларусь в соответствие с законодательством Таможенного союза.

Законами Республики Беларусь «О правовом режиме территорий, подвергшихся радиоактивному загрязнению в результате катастрофы на Чернобыльской АЭС» ([4] статья 2), «О радиационной безопасности населения» (статья 28), «О санитарно-эпидемиологическом

благополучия населения» (статья 2) определено, что если международным договором Республики Беларусь установлены иные правила, чем те, которые содержатся в Законах Республики Беларусь, то применяются правила международного договора.

В том числе в соответствии с международными подходами страны, пострадавшие в результате ядерной или радиологической аварии, вправе вводить свои внутренние нормативы или требования для радиационной защиты населения.

В Республике Беларусь с 1999 года действуют «Республиканские допустимые уровни содержания радионуклидов в пищевых продуктах и питьевой воде (РДУ-99)», утвержденные постановлением Главного государственного санитарного врача Республики Беларусь от 26.04.1999 №16. В РДУ-99 допустимые уровни содержания цезия-137 установлены для 20 групп пищевых продуктов, а для стронция-90 – для 4 групп. Допустимые уровни были разработаны с учетом принципа консервативности, существующей на территории республики радиационной обстановки, среднегодового объема потребления продуктов питания, и не превышения годового предела дозы облучения 1 мЗв.

С 1 июля 2013 года вступил в силу технический регламент Таможенного союза «О безопасности пищевой продукции» (ТР ТС 021/2011), которым установлены нормативы содержания цезия-137 и стронция-90 в пищевых продуктах на уровне ЕСТ.

Фактически, РДУ-99 и ТР ТС 021/2011 схожи по допустимым уровням содержания цезия-137, однако допустимые уровни содержания стронция-90 различаются в разы – РДУ-99 устанавливает гораздо более жесткие нормативы. РДУ-99 были разработаны в связи с аварией на Чернобыльской АЭС, с учетом рациона питания населения Республики Беларусь на тот период, а также вклада стронция-90 в дозу облучения (стронций-90 постоянно, с разной интенсивностью в зависимости от возраста человека, накапливается в костной ткани и практически мало выводится из организма человека в течение жизни).

Введение новых единых нормативов содержания цезия-137 и стронция-90 вызывает обоснованную обеспокоенность специалистов, отвечающих за проведение защитных мероприятий в агропромышленном комплексе. С одной стороны, введение очень «мягких» нормативов по стронцию-90 полностью решает стронциевую проблему в агропромышленном комплексе Беларуси, что приведет к высвобождению определенных средств из чернобыльских государственных программ, направляемых на противостронциевые защитные мероприятия. С другой стороны, не представляется возможным объяснить специалистам, почему в Республике Беларусь допустимые уровни содержания стронция-90 в продуктах питания выросли в десятки раз (при этом не предусмотрено изменения годового предела дозы облучения 1 мЗв), хотя вследствие применения защитных мероприятий в агропромышленном комплексе в Беларуси практически повсеместно выдерживались более жесткие нормативы по РДУ-99.

Для радиационной безопасности населения, проживающего на загрязненной стронцием-90 территории Беларуси, содержание стронция-90 в пищевых продуктах регламентируется национальным гигиеническим нормативом более жестко.

Результаты многолетнего радиационного контроля содержания стронция-90 в пищевых продуктах свидетельствуют об устойчивой тенденции снижения удельного веса проб продукции с превышением содержания радионуклидов.

Установление норматива Технического регламента таможенного союза (25 Бк/л) по содержанию стронция-90 в молоке напрямую не приведет к увеличению удельной активности в молоке-сырье. Однако, в результате технологической переработки, часть «грязного» молока, ранее шедшая на переработку (например, на масло), поступит в продажу в виде молока цельного и молочных продуктов (т.к. «мягкий» норматив это позволяет), что приведет к повышению содержания стронция-90 в конечной продукции, т.е. молоке цельном и молочных продуктах. Кроме того, это повлечет за собой отмену почвоулучшающих защитных мер (известкование, повышенные дозы фосфорных и калийных удобрений), что в свою очередь вызовет снижение урожайности культур, ухудшение качества продукции и заметное повышение содержания стронция-90 в продуктах питания и сельскохозяйственном сырье.

Таким образом, распространение требований Технического регламента Таможенного союза по содержанию стронция-90 в молоке на аграрный сектор Беларуси – неприемлемо. Жесткие нормативы допустимого содержания стронция-90 в пищевых продуктах выполняют не только функцию радиационной защиты населения, но и являются определенным показателем качества товара, как на внутреннем, так и на внешнем рынке. Последнее особенно важно в условиях экспортно-ориентированной аграрной экономики Беларуси. Поэтому ослабление или изменение допустимых уровней содержания стронция-90 в молоке, производимом на загрязненных радионуклидами землях Беларуси, не имеет каких-либо объективных предпосылок и недопустимо.

С целью сохранения на территории Республики Беларусь достигнутого уровня радиологического благополучия необходимо продолжить проведение защитных мер в сельском хозяйстве для получения пищевых продуктов в пределах сложившихся уровней загрязнения стронцием-90.

Для этого предлагается норматив по содержанию стронция-90 (в пищевых продуктах не более 3,7 Бк/кг (л) и в детском питании – 1,85 Бк/кг (л)) использовать в качестве референтного уровня при принятии решения о проведении защитных мероприятий на территориях, загрязненных стронцием-90 в результате катастрофы на ЧАЭС. В данной ситуации референтный уровень содержания стронция-90 в пищевых продуктах будет являться

уровнем, выше которого планировать допустимое облучение населения неприемлемо, а ниже которого следует продолжать оптимизацию защиты и безопасности.

На территории Республики Беларусь в полном объеме и без изменений вводятся в действие Технические регламенты Таможенного союза «О безопасности молока и молочной продукции», «О безопасности мяса и мясной продукции», «О безопасности пищевой продукции» при взаимной торговле пищевой продукцией между странами, входящими в Таможенный союз, без изъятий и ограничений.

Внутри Республики Беларусь сохраняются более жесткие нормативы по содержанию стронция-90 в производимой внутри Республики продукции: в молоке и картофеле (3,7 Бк/кг), специализированных продуктах детского питания (1,85 Бк/кг), воде питьевой (0,37 Бк/кг), хлебе и хлебобулочных изделиях (3,7 Бк/кг).

## **5 РЕКОМЕНДАЦИИ ПО АППАРАТУРНО-МЕТОДИЧЕСКОМУ ОБЕСПЕЧЕНИЮ ДОЗИМЕТРИЧЕСКОГО И РАДИОМЕТРИЧЕСКОГО КОНТРОЛЯ В СООТВЕТСТВИИ С СОВРЕМЕННЫМИ ТРЕБОВАНИЯМИ**

Чтобы соответствовать возрастающему уровню развития инструментальных исследований, парк средств радиационного контроля и методическое обеспечение выполнения измерений необходимо постоянно обновлять. Использование импортной аппаратуры ограничивается ее высокой стоимостью и проблемами методического и метрологического плана. С учетом собственной приборостроительной базы очевидна необходимость приоритетного оснащения системы радиационного контроля РБ современными отечественными разработками, отечественной аппаратурой, удовлетворяющей мировым стандартам в области качества измерений.

Одной из основных составляющих радиационного контроля является многокомпонентная радиометрия. Исследования радионуклидного состава и активности проб разнообразных объектов внешней среды занимают ведущее место в работе специализированных лабораторий. Применение интегральных радиометрических приборов вследствие их недостаточной информативности зачастую оказывается неэффективным. В таких случаях спектрометры более предпочтительны.

Особенностью спектрометрических методов являются сложные математические процедуры восстановления реальных спектров по аппаратурным данным с использованием специальных алгоритмов и программно-вычислительных средства преобразования измерительной информации. В классе аналитических средств измерения ионизирующих излучений традиционно выделяются гамма-спектрометры, которые кроме решения задач

радиационной защиты и контроля радиационной обстановки весьма эффективны в системах диагностики излучающих объектов и контроля технологических параметров ядерно-технических установок.

Модернизация радиометрической базы предполагает совершенствование всех ключевых элементов в цепи преобразований измеряемых величин, к которым относятся детекторы излучений, системы накопления и анализа данных. Понятно, что чувствительность блоков детектирования и мощность алгоритмов статистической обработки данных в значительной мере определяют метрологические показатели радио- и спектрометрической аппаратуры.

К сожалению, несмотря на появление новых типов перспективных детекторов, их массовое внедрение в производство приборов РК в ближайшее время не прогнозируется.

В настоящее время интенсивное развитие прикладной спектрометрии на основе классических детекторов стало возможным благодаря достижениям в области микроэлектроники, схемотехники и информационно-измерительных технологий, применение которых привело к созданию новых радиометрических приборов и систем спектрометрического типа с интеллектуальными блоками детектирования.

В практике радиационного контроля востребованы спектрометрические системы и комплексы, обладающие необходимыми свойствами стандартности, воспроизводимости характеристик, наличием методического и метрологического обеспечения, высокой степенью автоматизации измерений, доступностью для освоения пользователями без длительной подготовки. Аппаратно-программные комплексы (АПК) и комбинированные приборы наиболее полно отвечают задачам испытательных лабораторий в области их аккредитации.

В плане концептуального (основных идей) развития аппаратно-методического обеспечения радиационного контроля значимыми представляются следующие аспекты:

- контроль качества измерений
- оптимизация измерительных процедур
- использование адаптивных алгоритмов функционирования средств измерений
- использование методов Монте-Карло при моделировании объектов и средств измерений

### **5.1 Контроль качества измерений**

На практике следует знать характер и допустимые границы изменчивости метрологических характеристик, когда еще сохраняется достоверность измерений. Соответствующие показатели нормируют в ходе первичных испытаний, подтверждают периодическими поверками и контролируют по возможности на всех этапах эксплуатации РУ.

При подготовке РУ к работе обычно используют метод оперативного тестирования и подстройки калибровочных характеристик собственного фона и чувствительности. Метод основан на экспрессных оценках показаний РУ от воздействия фонового излучения и контрольного радионуклидного источника в сравнении с приписанными уровнями. Платой за оперативность контроля является слабая статистическая обеспеченность его результатов и, как следствие, невысокая эффективность обнаружения возможных тенденций к нестабильности градуировочных параметров. Особенно это проявляется для уровня фона, некомпенсированный дрейф которого увеличивает неисключенную систематическую погрешность и риск метрологических отказов при мониторинге низких уровней радиоактивности.

Стабильность функционирования РУ в процессе измерений проверяют по текущим показаниям среднего значения и статистической погрешности скорости счета регистрируемых импульсов, рассчитанным в пуассоновском приближении. Наблюдаемые значения должны находиться в пределах допустимых флуктуаций. Достоверность показаний не гарантирована, если они относятся к измерениям, которые не могут быть воспроизведены и перепроверены по каким-либо причинам. Более того, модельное распределение счетных импульсов может не отвечать действительности, например в низкофоновой альфа-радиометрии из-за колебаний содержания радона в окружающем воздухе.

Общепризнанно, что без внутрилабораторного контроля проблематично обеспечить высокую надежность технически сложных измерений. Согласно ИСО/МЭК 17025:2009 [55] испытательные лаборатории обязаны постоянно отслеживать качество измерений с использованием стандартных образцов. Метрологические характеристики процесса измерений периодически корректируют, при этом проверяют соответствие погрешностей предъявляемым требованиям. В отношении РУ это означает необходимость организации эффективного внутреннего контроля метрологических характеристик, в первую очередь калибровочных параметров.

Основным инструментом контроля стабильности результатов измерений как в условиях повторяемости, так и в условиях промежуточной прецизионности становятся различные варианты контрольных карт. Важнейшей особенностью карт является использование «мгновенных» однородных выборок, вариации внутри которых могут быть рассмотрены только как следствие случайных общих причин. Внутренние вариации используют для определения контрольных границ или проверки краткосрочной стабильности. Вариации между однородными выборками, как правило, обусловлены детерминированными (специальными) причинами, наличие которых возможно и важно определить. По таким вариациям обычно оценивают долгосрочную стабильность.

Контроль качества требует дополнительных измерений. Однако это неизбежно, тем более что при увеличении интенсивности измерений доля затрат, приходящаяся на контроль, падает. Компьютерные программы позволяют полностью или частично автоматизировать внутрилабораторный контроль, отказавшись от ведения контрольных карт в бумажной форме. Как правило, это узкоспециализированные программы, являющиеся неотъемлемой частью того или иного аналитического прибора. В программах для внутрилабораторного контроля общего назначения данные вводятся с клавиатуры компьютера, что не исключает возможности их адаптации к конкретным приборам. В России получила распространение программа «QControl», работающая под Windows, и рекомендованная к использованию Госстандартом РФ [56]. Рекомендации [56] распространяются на пакет программ QControl, предназначенный для частичной автоматизации внутреннего оперативного контроля качества измерений при лабораторных исследованиях, главным образом при количественном химическом анализе вещества, а также для оценивания характеристик погрешности результатов количественного химического анализа (при наличии контрольного материала).

Результаты внутреннего контроля метрологических параметров РУ являются исходными для уточнения модели измерений.

Уравнения измерений используют значения метрологических параметров, полученные в ходе первичной калибровки РУ на СО. В дальнейшем достоверность измерений подтверждается процедурами периодических проверок и оперативного контроля градуировочной характеристики РУ при подготовке к работе.

Измерения, проводимые в каждой лаборатории, фактически различаются по значениям метрологических характеристик. Необходимость оценивать и контролировать систематические и случайные погрешности выполняемых измерений не только на верхнем и нижнем (для прецизионности – воспроизводимость и повторяемость), но и на промежуточных (промежуточная прецизионность) уровнях влекут за собой пересмотр методологии контроля РУ согласно требованиям ИСО/МЭК 17025:2005.

Оперативный контроль РУ в существующем виде не дает фактической информации о качестве выполняемых измерений и не отвечает международной практике Quality Control (ISO 9003), предусматривающей долговременное накопление и анализ статистических данных. Результаты, накопленные конкретной лабораторией, обычно берут за основу вместо нормативов при внутреннем контроле стабильности измерений, что не исключает периодической оценки соответствия реальных метрологических характеристик нормативным требованиям.

## **5.2 Оптимизация процедур измерений**

Модель измерений предопределяет метод оптимизации процедур накопления и обработки экспериментальных данных. Под оптимизацией понимают минимизацию дисперсии оценок величин, представляющих интерес. В практических приложениях естественным показателем качества эксперимента является скорость поступления измерительной информации, которая обратно пропорциональна дисперсии выборочных данных, накапливаемых за единицу времени. Принцип минимизации выборочной дисперсии адекватен оптимизации алгоритмов функционирования РУ по критерию времени измерения при прочих равных условиях.

В свете современных взглядов на метрологию ионизирующих излучений уравнения измерений должны учитывать все источники неопределенности, включая влияющие величины, которые не носят случайный характер при повторении наблюдений или в однократных счетных измерениях. Для статистических выводов привлекают традиционный гауссовский или байесовский подходы. Статистика Байеса находит все более широкое применение при решении радиометрических задач, она положена в основу последней редакции ИСО 11929:2010. В любом случае при вычислении полной неопределенности измерений обязательным остается условие сохранения нормального характера распределения наблюдаемых отсчетов и соблюдение закона переноса ошибок согласно «Руководству по выражению неопределенности измерений» (GUM:1995).

Сущность методологических расхождений между традиционной и байесовской статистиками заключается во взглядах на идею вероятности. Классическое представление вероятности ассоциируется с относительной частотой наступивших случайных событий. Вероятность по идее Байеса рассматривается как мера «степени доверия», приписываемая измеряемой величине, исходя из имеющихся в распоряжении сведений. Процесс измерений дополняется другими доступными для извлечения информации способами, включая получение оценок на основе доопытных данных нестатистической природы. Парадигма Байеса учитывает то обстоятельство, что всегда имеется некоторая предшествующая планируемому эксперименту (начальная) информация о неизвестном параметре, возможно менее точная, но все же достаточная для построения априорного распределения, из которого конструируется апостериорное. Применение байесовских методов в РУ дают преимущество при проявлении систематических и нелинейных эффектов, контроле величин с близкими к пределам детектирования значениями и т.п.

### **5.3 Функция модели и адаптивные алгоритмы измерений**

В радиометрической практике распространение получила линейная математическая модель, частные применения которой отличаются количеством и значениями входных переменных. Функция модели (ФМ) (уравнение измерения)  $Y = f(X_1, X_2, \dots, X_N)$  связывает выходную измеряемую величину  $Y$  с входными величинами  $X_i$  ( $i=1, 2, \dots, N$ ). Она описывает

одновременно метод измерения и метод оценивания, т.е. показывает, как значение выходной величины  $Y$  получается из значений входных величин  $X_i$ . ФМ в большинстве случаев состоит из одного аналитического выражения, но может быть составлена из группы уравнений, которые включают поправки и поправочные коэффициенты для систематических эффектов, что приводит к сложной зависимости. ФМ также может оцениваться экспериментально или задаваться как алгоритм в компьютерной программе, с помощью которого проводится численное оценивание параметров и результатов процесса измерения. ФМ может составляться и как комбинация из перечисленных форм.

Вариабельную для реальных условий работы модель функционирования РУ целесообразно реализовывать с помощью адаптивных алгоритмов, состоящих из унифицированных модулей, и оптимально саморегулируемых на основе априорной и текущей информации для решения конкретных задач.

Достоинством адаптивных алгоритмов является их работоспособность во многих приложениях, где аналитических методов анализа либо не существует, либо они неизвестны. Такая ситуация имеет место, например, при работе с нелинейными системами или нестационарными сигналами. Кроме того, адаптацию можно эффективно использовать в случаях, когда значения параметров системы являются переменными или известны неточно. В такой ситуации обеспечивается выбор наилучших оценок этих параметров.

Построение сложных алгоритмов предпочтительно на модульной основе. *Алгоритмический модуль* представляет математическое и алгоритмическое описание решения какой-либо частной задачи измерения, контроля или управления. Модуль описывает решение отдельной, логически законченной задачи, для которой однозначно определены входная и выходная информация; он обладает инвариантностью к программной реализации и фиксированной формой представления; модули можно объединять и многократно использовать для решения задачи в различных условиях.

Применение адаптивных алгоритмов контроля, накопления и обработки экспериментальных данных оптимизирует процесс измерений за счет подстройки метрологических параметров РУ под входные данные, вероятностные оценки которых неизвестны до начала работы.

Разработка и внедрение алгоритмов функционирования РУ с контролем неопределенности измерений уменьшает риск скрытых метрологических отказов и отвечает внутрилабораторной практике согласно ИСО 1725.

При совершенствовании инструментальной базы радиационного контроля постоянно важными остаются вопросы метрологического обеспечения, в том числе методов и

технических устройств для настройки, градуировки, контроля правильности работы средств измерений.

#### **5.4 Использование результатов Монте-Карло моделирования в методиках и приборах радиационного контроля**

Хорошо известно, что при измерении любой прибор радиационного контроля дает только счет каких-то событий. Этот счет должен быть поставлен в соответствие с желаемой величиной (например, активностью определенных нуклидов в почве, активностью йода в щитовидной железе и т.д.). Т.е. должна быть определена функция отклика прибора для данного вида измерения с учетом свойств окружающей среды и объекта, подлежащего контролю. Зачастую экспериментальное определение функции отклика является трудоемкой и дорогостоящей операцией, а иногда, и технически невозможной, как, например, в случае со щитовидной железой

К настоящему времени в Беларуси достаточно широко использовался метод Монте - Карло для оценки функции отклика в задачах радиационного контроля объектов в зонах, подвергшихся загрязнению в результате катастроф: на реакторе в Чернобыле, на реакторе Фукусима (Япония).

Следует отметить, что достоверность результатов Монте – Карло моделирования процессов переноса бета-гамма излучения в сложной по геометрии и по составу среде, получаемых с помощью современных программ, настолько велика, что в ряде случаев эти результаты могут использоваться для проведения калибровки приборов. Для выполнения точной калибровки по эффективности в таких случаях не требуются радиоактивные источники.

Компанией Canberra при помощи хорошо изученного алгоритма моделирования по методу Монте-Карло получены функции зависимости отклика германиевого детектора от энергии фотонов и угла падения излучения. Для большинства встречающихся геометрий образцов – плоских поверхностей, прямоугольных контейнеров, бочек, труб и т.д. – разработаны математические шаблоны. На основе этого фирма Canberra разработала специальное математическое обеспечение (ISOCS) на основе метода Монте-Карло, которое позволяет для большого случая стандартных измерений при радиационном контроле рассчитать функцию отклика их приборов и при измерении получать желаемую величину, а не счет прибора. Сочетая характеристику детектора, полученную при помощи программы моделирования по методу Монте-Карло, математическое описание геометрии и некоторые физические параметры образца, программа калибровки ISOCS (системы измерения объектов

на местности) [57] позволяет выполнить точный качественный и количественный анализ образцов практически любого типа и размера.

Программа оптимизирована для проведения измерений непосредственно на месте, когда часто встречаются образцы значительных размеров и произвольной формы. В состав программы входят 20 типовых геометрических шаблонов для наиболее распространенных форм контейнеров и распределений активности. Источник может быть как точечным, так и протяженным, с характерным размером до 500 метров. Имеется библиотека распространённых поглощающих материалов и средства описания новых материалов (см. детали на сайте российского филиала фирмы [www.canberra.ru](http://www.canberra.ru))

В целом, использование модельных спектров представляется перспективным при проведении калибровочных процедур. Здесь одной из проблем корректной обработки данных является определение функции отклика детектора в широком диапазоне энергий. Такая потребность возникает при применении методов, использующих форму аппаратурной линии, в частности метода обработки на основе эталонных гамма-спектров, экспериментальное получение которых для ряда важных прикладных задач практически невозможно. Это касается, например, отдельных радионуклидов, находящихся в цепочке распадов, короткоживущих радионуклидов и т.д.". Как пример, в [58] предложена методика калибровки детекторов для измерения активности водной среды при помощи компьютерного моделирования.

Другой стороной применения методов Монте-Карло моделирования являются МВИ. Многообразие объектов измерения с разнообразным радионуклидным составом порождает создание большого количества методик выполнения измерения и соответствующих программных продуктов. Зачастую создание реальных образцов в целях разработки и последующей апробации МВИ сопряжено с такими затратами, что делает процедуру их детального тестирования практически нереальной. В качестве примера можно указать области таможенного контроля делящихся и радиоактивных материалов и паспортизации радиоактивных отходов, где эти проблемы проявляются особенно сильно. Характер такого рода измерений практически исключает пробоподготовку с целью приведения образцов к стандартной геометрии измерения, предполагающей гомогенизацию образца. Радионуклидный состав таких объектов столь же многообразен: зачастую он включает короткоживущие радионуклиды, что еще больше затрудняет изготовление образцов для лабораторных измерений.

Пример работ в этом направлении - созданный в РФ ряд программных комплексов, позволяющих работать с детекторами разных типов в различных условиях измерений. Например, программы семейства SpectraLine работают с детекторами различных типов (для

гамма-излучения – с HPGe, NaI, CsI, LaBr<sub>3</sub>) и разных производителей [59], с помощью программного комплекса «Нуклид Мастер» [60] можно получить данные, необходимые для спектрометрического анализа: эффективности регистрации, параметров радиоактивного распада, поправочных коэффициентов для коррекции эффекта истинного суммирования и т.д.

### **5.5 О технических средствах для обеспечения наблюдений за радиационной обстановкой в системах Росгидромета и Белгидромета**

На совместной коллегии Союзного государства по гидрометеорологии и мониторингу загрязнения природной среды (16-17 апреля 2013 г., Могилев, Республика Беларусь) рассматривался вопрос «О подготовке и согласовании перечня рекомендуемых технических средств для обеспечения наблюдений за радиационной обстановкой в системах Росгидромета и Белгидромета с учетом современных научно-технических достижений и рекомендаций международных организаций». При сравнении типового перечня основных приборов и оборудования, используемых в Республиканском центре радиационного контроля и мониторинга окружающей среды и сетевых подразделений Департамента по гидрометеорологии Республики Беларусь с перечнем технических средств, по которому проводится программа модернизации сети радиационного мониторинга Росгидромета, существенных различий по составу и техническим характеристикам рекомендуемого оборудования не выявлено, однако для Белгидромета даны рекомендации по расширению перечня приборов. В частности, необходимо приобрести современное оборудование по определению трития и углерода-14 в объектах окружающей среды.

### **5.6 Рекомендации по гармонизации методов и методик исследования системы радиационного контроля в рамках Таможенного союза**

#### **5.6.1 В области радиационного контроля воздушной среды**

Для Беларуси актуальной является разработка, аттестация и утверждение методики выполнения измерений суммарной объемной альфа-активности аэрозолей в атмосферном воздухе, включая методику пробоподготовки счетных образцов, а также организация работ по поверке измерителей объемного расхода воздуха для воздухо-фильтрующих установок, используемых в системе радиационного контроля. В связи с этим необходимо:

- 1 Актуализировать в Беларуси методические рекомендации РФ «Определение суммарной объемной бета-активности атмосферного воздуха». МР 2.6.1.0028-11. 2.6.1» или подготовить свой аналогичный документ, действующий на территории РБ \*)
- 2 Разработать, аттестовать и утвердить МВИ суммарной объемной альфа-активности аэрозолей в атмосферном воздухе, включая методику пробоподготовки счетных образцов \*)
- 3 Рассмотреть возможность организации в РБ работ по поверке измерителей объемного расхода воздуха для ВФУ, используемых в системе РК \*).

4. Актуализировать СТБ 1058-98 Радиационный контроль. Отбор проб атмосферного воздуха. Общие требования. \*)

\*) В настоящее время в РЦРКМ разрабатывается «Методика отбора и подготовки проб аэрозолей приземного слоя атмосферы и атмосферных выпадений, определение суммарной активности альфа – бета излучающих радионуклидов, активности гамма-излучающих радионуклидов при проведении радиационного мониторинга атмосферного воздуха».

### **5.6.2 В области радиационного контроля водной среды**

В области радиационного контроля водной среды в связи с введением в РБ нового норматива по суммарной альфа – активности воды, превышающего ранее действующий норматив в 5 раз, следует переработать методики радиационного контроля водной среды таким образом, чтобы они не допустили исключения из-под контроля радиационно-опасных источников водопотребления. Надо также отметить, что новый норматив по суммарной альфа – активности воды в Беларуси (0.5 Бк/кг) в 2.5 раза менее жесткий, чем ныне действующий норматив в РФ (0.2 Бк/кг). В связи с этим необходимо:

1. Актуализировать стандарт СТБ 1057-98 Радиационный контроль. Отбор проб поверхностных и сточных вод. Общие требования. \*)

2. Поскольку после катастрофы на ЧАЭС прошло 28 лет и цезий-137 распался в два раза, необходимо пересмотреть объем средней пробы для анализа в сторону увеличения \*)

\*) К настоящему времени в РЦРКМ разработан ТКП «Охрана окружающей среды и природопользование. Аналитический контроль и мониторинг окружающей среды. Порядок отбора и подготовки проб поверхностных и подземных вод для определения радионуклидов цезия-134, цезия-137 и стронция-90», утверждение которого предполагается в феврале 2015 г.

### **5.6.3 В области радиационного контроля сельскохозяйственного сырья и продуктов питания**

На территории Республики Беларусь в полном объеме и без изменений введены в действие Технические регламенты Таможенного союза «О безопасности молока и молочной продукции», «О безопасности мяса и мясной продукции», «О безопасности пищевой продукции» при взаимной торговле пищевой продукцией между странами, входящими в Таможенный союз, без изъятий и ограничений.

В то же время белорусские нормативы в области радиационного контроля сельскохозяйственного сырья и продуктов питания не в полной мере соответствуют таковым для РФ и Таможенного союза. Особенно большие разногласия наблюдаются для содержания Sr-90 в питьевой воде, молочной продукции, хлебобулочных изделиях, картофеле, продуктах детского питания (в картофеле свыше 10 раз). Учитывая, что приборная база и методики определения Sr-90 в РБ и РФ примерно соответствуют друг другу, целесообразно провести

гармонизацию белорусских нормативов содержания Sr-90 в указанных продуктах с таковыми в РФ и Таможенном союзе. Целесообразно сохранить действующие нормативы по содержанию стронция-90 для внутриреспубликанского радиационного контроля продукции, производимой на территории радиоактивного загрязнения, в частности в молоке и картофеле (3,7 Бк/кг), специализированных продуктах детского питания (1,85 Бк/кг), воде питьевой (0,37 Бк/кг), хлебе и хлебобулочных изделиях (3,7 Бк/кг)

Следует также отметить, что в Беларуси в РФ не нормируются по стронцию-90 отдельные виды пищевого сырья и продуктов питания (зерно продовольственное, рыба, мясо морских млекопитающих и др.), которые экспортируются из РФ и подлежат нормированию по данному показателю в РФ. В связи с этим в Беларуси целесообразно введение нормирования по стронцию-90 таких видов пищевого сырья и продуктов питания. Таким образом, необходимо актуализировать СТБ 1056-98. Радиационный контроль. Отбор проб сельскохозяйственного сырья и кормов. Общие требования.

#### **5.6.4 В области радиационного контроля почвы**

Радиационный мониторинг почв в Беларуси проводится на пунктах наблюдений Национальной системы мониторинга окружающей среды и на ландшафтных геохимических полигонах. Дополнительное радиационное обследование проводится в населенных пунктах согласно Закону о правовом режиме территорий, подвергшихся радиоактивному загрязнению в результате катастрофы на Чернобыльской АЭС.

Радиационный контроль и мониторинг почв до последнего времени основывается либо на непараметрических оценках данных, либо на оценках, исходящих из предположения о нормальном распределении радионуклида на участке, см., например, ТКП 240-2010 Технический кодекс установившейся практики "Радиационный контроль. Обследование земель лесного фонда. Порядок проведения", утвержденный постановлением Минлесхоза от 22.02.2010 г., №5. В то же время исследования, в которых обосновывалось бы применение нормального распределения для обработки данных о радиоактивном загрязнении почв, практически отсутствуют. В связи с этим здесь использован параметрический подход к оценке уровней загрязнения почв радионуклидами, основанный на закономерностях радиоактивных отложений (мультифрактальная пространственная структура, логнормальное частотное распределение). Следует подчеркнуть, что применение обоснованных параметрических оценок приведет, по сравнению с непараметрическими оценками, к повышению точности оценок загрязнения почвы радионуклидами.

Отметим, что, в целом, в применении к задачам радиационного контроля и мониторинга почв, предлагаемый подход является дискуссионным, поскольку фактически затрагивает вопросы о механизмах формирования радиационного загрязнения и условиях, при

которых такие механизмы могут работать. Тем не менее, он может быть применен для территорий с уровнем загрязнения по цезию-137 меньше  $37 \text{ кБк/м}^2$  ( $1 \text{ Ки/км}^2$ ) и для зоны загрязнения  $37\text{-}185 \text{ кБк/м}^2$  ( $1\text{-}5 \text{ Ки/км}^2$ ). Основные положения этого метода кратко рассмотрены в Приложение А. Ниже приводятся практические рекомендации по применению данного метода к оценке уровней загрязнения почвы радионуклидами.

Проводя исследования радиоактивного загрязнения почв, разрабатывая новые и корректируя имеющиеся методики, рекомендации и инструкции по радиационному контролю и мониторингу почв (исключая пахотные земли, уже используемые в хозяйственной деятельности), при параметрическом подходе к оценке уровней загрязнения почвы радионуклидами целесообразно придерживаться следующих рекомендаций:

1) Для получения выборочной популяции использовать схему (паттерн) пробоотбора с отбором проб в узлах регулярной решетки (см. рис. 4а Приложения А), либо схему пробоотбора со случайным отбором проб внутри блоков (см. рис. 4б Приложения А).

2) Площадку пробоотбора на местности выбирать, исходя из используемой схемы пробоотбора, не корректируя положение площадки пробоотбора по показаниям дозиметра в измерениях мощности дозы (амбиентного эквивалента мощности дозы) на высоте 1 м от поверхности почвы. То же самое относится и к измерениям мощности дозы на высоте 3-4 см от поверхности почвы в случае выбора места взятия точечной пробы. Мощность дозы обычно измеряется и протоколируется, но место укола должно выбираться либо строго по схеме площадки пробоотбора (единицы пробоотбора), либо случайным образом. Корректировка места отбора смешанной пробы, либо точечной пробы, по результатам предварительных измерений мощности дозы приводит к нарушению принципа формирования выборочной популяции (см. Приложение А) случайным образом. (На языке карточной игры такая корректировка соответствует тому, что карты, раздаваемые игроку, выбираются не случайно, а с учетом достоинства карт и/или их масти.)

3) Для площади исследования с небольшой площадью поверхности,  $Q$ , и выбора места расположения точки пробоотбора в строго определенном месте единицы пробоотбора (например, как на рис. 1а и 2а Приложения А) площадь поверхности площадки пробоотбора,  $q_{sa}$ , должна быть много меньше, чем  $Q$ . Альтернативный подход – случайный выбор места отбора точечной пробы на единице пробоотбора.

4) Максимальный размер выборочной популяции должен удовлетворять двойному неравенству  $30 \leq n_{\max} \ll Q/q_{sa}$ , где  $n_{\max}$  – размер выборочной популяции в случае принятия решения о целесообразности проведения повторного детального обследования площади исследования, возможного с точки зрения максимально допустимых затрат. Для коэффициента вариации плотности загрязнения почвы  $CV \approx 0.4$  размер выборки  $n_{\max} \approx 30$

соответствует относительной расширенной неопределенности определения среднего примерно равной 40% (согласно оценкам (A16), (A17) Приложения А).

5) При проведении предварительного, либо штатного обследования площади исследования, регламентируемого соответствующим документом, размер выборочной популяции  $n < n_{\max}$ . При этом следует иметь в виду, что для  $n_{\max} < 10$  и  $CV \approx 0.4$  расширенная неопределенность определения среднего уровня загрязнения почвы (Бк/м<sup>2</sup>, Ки/км<sup>2</sup>) на обследуемом участке больше 50%.

б) В протокол обработки данных о радиоактивном загрязнении площади исследования целесообразно включать сведения о размере выборочной популяции,  $n$ , выборочном среднем, выборочном коэффициенте вариации, наибольшем,  $x_{(n)}$ , и наименьшем,  $x_{(1)}$ , значениях плотности/удельной активности, используемом шаблоне пробоотбора, площади поверхности площадки пробоотбора.

А также в случае необходимости:

7) Нижний и верхний уровни ( $LL_{\alpha}$ ,  $LU_{1-\alpha}$ ), определяющие границы интервала, в котором с доверительной вероятностью  $P = (1 - 2\alpha)$  рассеяны значения среднего содержания радионуклида в почве на площади исследования, рассчитывать по формулам (A16), (A17) Приложения А в случаях:

- не проведения специальной проверки того, каким именно типом распределения описывается распределение радионуклида на площади исследования;
- получения информации, подтверждающей описание распределения радионуклида на площади исследования логнормальным распределением.

Данная рекомендация основано на том, что согласно многочисленным исследованиям (в частности, [61-64], см. детали в Приложении А) в абсолютном большинстве случаев распределение радионуклида в почве на площади исследования описывается логнормальным распределением.

8) По этой же причине величину относительной расширенной неопределенности определения среднего содержания радионуклида в почве на площади исследования рассчитывать по формуле (см. подраздел А2 Приложения А).

9) Проверку типа распределения, описывающего распределение радионуклида на площади исследования, проводить методами по п. А3 Приложения А для выборочной популяции с размером выборки  $n \gg 1$ , фитируя выборку нормальным, логнормальным и Вейбулла распределением.

Кроме вышеперечисленных рекомендаций целесообразно также:

10) Обеспечить разработку дешевого и удобного в эксплуатации средства измерений загрязнения почвы методом *in situ* с соответствующей методикой выполнения измерений, в

которой учитывались бы свойства мультифрактальности и логнормальности радиоактивного отложения, с одной стороны, и использовался бы фрагментарный отбор проб, для проверки точности измерений, с другой. Такое средство измерений и методика обеспечат высокопроизводительные обследования загрязненных участков местности, выполняемых в целях принятия решения об их возможном восстановлении и дальнейшем использовании в хозяйственной деятельности.

11) Органам управления, ответственным за проведение радиационного контроля и мониторинга почв, продуктов питания и сырья, обеспечить подписку (Национальной библиотекой Беларуси) на основные международные журналы в области радиационных исследований: Health Physics; Journal of Environmental Radioactivity; Applied Radiation and Isotopes.

### **5.7 Практические предложения по совершенствованию приборной базы системы радиационного контроля**

Освещены современные тенденции в разработке и производстве новых детекторных материалах и детекторов на их основе, а также перспективы их использования для целей радиационного контроля. Выработаны практические предложения по совершенствованию приборной базы системы радиационного контроля с учетом современных международных подходов.

1) Рассмотреть вопросы программно-аппаратного и методического обеспечения внутреннего контроля качества (стабильности, точности) результатов измерений активности объектов внешней среды в лабораториях радиационного контроля (согласно ИСО 17025) с использованием современных статистических подходов (контрольные карты Шухарта, методы Вальда, Байеса) и адаптивных алгоритмов контроля, накопления и обработки экспериментальных данных.

2) Унифицировать применение методов Монте-Карло моделирования для оценки функций отклика приборов радиационного контроля. Для этой цели:

– Разработать набор условий измерений для приборов, используемых в системах РК стран Таможенного союза

– На базе программы Курчатовского института MSU для моделирования переноса ионизирующих излучений методом Монте-Карло создать комплекс входных файлов для основного набора условий измерений

– Разработать интуитивно понятный графический интерфейс для удобного использования программ Монте-Карло моделирования

– Создать совместный в рамках ТС банк программ окончательной обработки данных при различных условиях измерений

3) Успех в западных странах в разработке новых сцинтилляционных кристаллов типа  $\text{LaBr}_3$  и создании соответствующих приборов радиационного контроля с новым качеством позволяет поставить вопрос перед органами власти Беларуси и Российской Федерации о создании государственной программы по:

- разработке технологии производства подобных сцинтилляционных кристаллов;
- разработке сцинтилляционных блоков с современными приборами регистрации, в частности, с использованием фотодиодов.

Это позволит качественно улучшить парк приборов сцинтилляционной гамма - спектрометрии Беларуси и России.

4) Обратить внимание на необходимость расширения приборного парка радиационного мониторинга Республики Беларусь современным оборудованием по определению трития и углерода-14 в объектах окружающей среды.

5) Для целей валидации МВИ (определение показателей точности) организовать межлабораторные сличения (МЛС) при выполнении следующих требований:

- в каждом МЛС принимают участие не менее 6 испытательных лабораторий с приборами одного типа;
- контрольные образцы для МЛС готовят с удельной (объемной) активностью в трех уровнях;
- обработку результатов МЛС выполняют в соответствии с требованиями СТБ ИСО 5725 - 2

6) Внедрять в программное обеспечение современных радиометров и спектрометров программы внутреннего контроля качества измерений с построением контрольных карт Шухарта.

## ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Дан обзор нормативного и методического обеспечения радиационных измерений в системах радиационного контроля Республики Беларусь и Российской Федерации. Даны рекомендации по гармонизации методов и методик исследования системы радиационного контроля в рамках Таможенного союза. В частности, обращено внимание, что последние белорусские нормативы (Гигиенический норматив “Критерии оценки радиационного воздействия” и Санитарные нормы и правила “Требования к радиационной безопасности”, 2012 г.) отличаются от соответствующих российских документов НРБ-99/2009 и ОСПОРБ-99/2010 некоторыми показателями допустимых уровней радиационного воздействия. Такая ситуация создает потенциальные проблемы для предстоящего лицензирования Островецкой АЭС, которая проектировалась на основе требований НРБ-99/2009 и ОСПОРБ-99/2010.

Проведен анализ приборной базы системы радиационного контроля в Республике Беларусь и Российской Федерации. Освещены современные тенденции в разработке и производстве новых детекторных материалах и детекторов на их основе, а также перспективы их использования для целей радиационного контроля. Приборная база РБ и РФ в целом (по техническим характеристикам и номенклатуре) соответствуют современному уровню развития средств измерений ионизирующих излучений. Выработаны практические предложения по совершенствованию приборной базы системы радиационного контроля с учетом современных международных подходов.

Рекомендации затрагивают вопросы программно-аппаратного и методического обеспечения внутреннего контроля качества результатов измерений активности объектов внешней среды в лабораториях радиационного контроля (согласно ИСО 17025) с использованием современных статистических подходов и адаптивных алгоритмов контроля, накопления и обработки экспериментальных данных. Отмечена современная тенденция создания программного обеспечения современных радиометров и спектрометров с функциями (модулями) внутреннего контроля качества измерений, включая построение контрольных карт Шухарта. Указано на необходимость организации регламентных межлабораторных сличений с целью определения показателей точности (валидации МВИ) как внутри в Беларуси, так и между соответствующими организациями РБ и РФ.

Обращено внимание на современные тенденции применения методов Монте-Карло моделирования в разработке процедур калибровок, методик выполнения измерений в тех случаях, когда такие процедуры физически невыполнимы.

В настоящее время появилось новое поколение сцинтилляционных материалов, сочетающих высокий выход и эффективность регистрации гамма-излучения  $\text{LaBr}_3:\text{Ce}$ ,  $\text{SrI}_2:\text{Eu}$ ,  $\text{SrIBr}:\text{Eu}$ ,  $\text{CeBr}_3$ . Эти сцинтилляторы позволяют создавать новое поколение детекторов, выпуск

которых в РБ и РФ еще не освоены. Более того, в Республике Беларусь разработан новый подход для создания сцинтилляционных детекторов для регистрации тепловых нейтронов. Такие материалы позволяют создавать новое поколение компактных детекторов нейтронов. Поэтому следует поставить вопрос перед органами власти Беларуси и Российской Федерации о создании государственной программы по разработке и созданию нового поколения интеллектуальных детекторов ионизирующего излучения. Это позволит в будущем качественно улучшить и повысить конкурентоспособность существующего парка приборов сцинтилляционной гамма - спектрометрии Беларуси и России. В Беларуси производство таких детекторов может быть налажено на базе предприятия «Атомтех» (г. Минск) и ОАО «Завод Оптик» (г. Лида).

Обращено также внимание на необходимость расширения приборного парка радиационного мониторинга Республики Беларусь современным оборудованием по определению трития и углерода-14 в объектах окружающей среды.

Разработаны рекомендации по гармонизации методов и методик исследования системы радиационного контроля в рамках Таможенного союза в области радиационного контроля воздушной, водной среды и почв, сельскохозяйственного сырья и продуктов питания. Они сводятся к следующему:

В области радиационного контроля воздушной среды следует актуализировать в Беларуси методические рекомендации РФ «Определение суммарной объемной бета-активности атмосферного воздуха» (или подготовить свой аналогичный документ, действующий на территории РБ). Для Беларуси актуальной является разработка, аттестация и утверждение методики выполнения измерений суммарной объемной альфа-активности аэрозолей в атмосферном воздухе, включая методику пробоподготовки счетных образцов, а также организация работ по поверке измерителей объемного расхода воздуха для воздухо-фильтрующих установок, используемых в системе радиационного контроля.

В области радиационного контроля водной среды в связи с введением в РБ нового норматива по суммарной альфа – активности воды, превышающего ранее действующий норматив в 5 раз, следует переработать методики радиационного контроля водной среды таким образом, чтобы они не допустили исключения из-под контроля радиационно-опасных источников водопотребления. Надо также отметить, что новый норматив по суммарной альфа – активности воды в Беларуси (0,5 Бк/кг) в 2.5 раза менее жесткий, чем ныне действующий норматив в РФ (0,2 Бк/кг). В связи с этим необходимо актуализировать стандарт СТБ 1057-98 Радиационный контроль. Отбор проб поверхностных и сточных вод. Общие требования.

Белорусские нормативы в области радиационного контроля сельскохозяйственного сырья и продуктов питания не в полной мере соответствуют таковым для РФ и Таможенного

союза. Особенно большие разногласия наблюдаются для содержания Sr-90 в питьевой воде, молочной продукции, хлебобулочных изделиях, картофеле, продуктах детского питания (в картофеле свыше 10 раз). Учитывая, что приборная база и методики определения Sr-90 в РБ и РФ примерно соответствуют друг другу, целесообразно провести гармонизацию белорусских нормативов содержания Sr-90 в указанных продуктах с таковыми в РФ и Таможенном союзе. Целесообразно сохранить действующие нормативы по содержанию стронция-90 для внутриреспубликанского радиационного контроля продукции, производимой на территории радиоактивного загрязнения.

Следует также отметить, что в Беларуси в РФ не нормируются по стронцию-90 отдельные виды пищевого сырья и продуктов питания (зерно продовольственное, рыба, мясо морских млекопитающих и др.), которые экспортируются из РФ и подлежат нормированию по данному показателю в РФ. В связи с этим в Беларуси целесообразно введение нормирования по стронцию-90 таких видов пищевого сырья и продуктов питания.

В целях повышения адекватности оценок радиационного загрязнения территорий предложена методика параметрической оценки уровней загрязнения почвы радионуклидами, основанная на физических представлениях о механизмах формирования радиационного загрязнения почв (мультифрактальная структура).

Сформулированы требования к выбору площадки пробоотбора на местности, к величине площади исследования с небольшой площадью поверхности, указан также альтернативный подход – случайный выбор места отбора точечной пробы на единице пробоотбора. Разработаны рекомендации по проверке типа распределения радионуклида на площади исследования.

Кроме вышеперечисленных рекомендаций в области радиационного контроля почвы целесообразно также:

– Обеспечить разработку дешевого и удобного в эксплуатации средства измерений загрязнения почвы методом *in situ* с соответствующей методикой выполнения измерений, в которой учитывались бы свойства мультифрактальности и логнормальности радиоактивного отложения, с одной стороны, и использовался бы фрагментарный отбор проб, для проверки точности измерений, с другой. Такое средство измерений и методика обеспечат высокопроизводительные обследования загрязненных участков местности, выполняемых в целях принятия решения об их возможном восстановлении и дальнейшем использовании в хозяйственной деятельности.

– Органам управления, ответственным за проведением радиационного контроля и мониторинга почв, продуктов питания и сырья, обеспечить подписку (Национальной библиотекой Беларуси) на основные международные журналы в области радиационных

исследований (Health Physics, Journal of Environmental Radioactivity, Applied Radiation and Isotopes).

## Список использованных источников

1. Положение о контроле радиоактивного загрязнения от Чернобыльской катастрофы в Республике Беларусь", утв. Министерством по чрезвычайным ситуациям и защите населения от последствий катастрофы на Чернобыльской АЭС Республики Беларусь 06.02.95 г., N 5)
2. Глоссарий МАГАТЭ по вопросам безопасности. Терминология, используемая в области ядерной безопасности и радиационной защиты. Вена: МАГАТЭ, 2008.
3. Общая справка о системе радиационного контроля и мониторинга [Веб-ресурс] – Режим доступа:  
[http://www.chernobyl.gov.by/index.php?option=com\\_content&view=article&id=97&Itemid=33](http://www.chernobyl.gov.by/index.php?option=com_content&view=article&id=97&Itemid=33)
4. О правовом режиме территорий, подвергшихся радиоактивному загрязнению в результате катастрофы на Чернобыльской АЭС [Текст]: Закон Республики Беларусь. № 385-З. Принят Палатой представителей 3 мая 2012 г.
5. Об осуществлении государственного мониторинга состояния и загрязнения окружающей среды [Текст]: - Постановление Правительства Российской Федерации от 6 июня 2013 г. N 477
6. О государственном мониторинге радиационной обстановки на территории Российской Федерации [текст]: Постановление Прав. РФ от 10 июля 2014 г. N 639 - Режим доступа: <http://pravo.gov.ru/laws/acts/54/545157.html>
7. Об утверждении Положения о повышении точности прогностических оценок радиационных характеристик радиоактивного загрязнения окружающей среды и дозовых нагрузок на персонал и население [Текст]: Приказ Федеральной службы по экологическому, технологическому и атомному надзору от 15 января 2010 г. № 11. - Режим доступа: <http://www.complexdoc.ru/ntdtext/532067/1>
8. Критерии оценки радиационного воздействия [текст]: Гигиенический норматив. Утв. МЗ РБ 28 декабря 2012 г. - Режим доступа: [http://radbez.bsmu.by/library/GN\\_2012.pdf](http://radbez.bsmu.by/library/GN_2012.pdf)
9. Требования к радиационной безопасности [текст]: Санитарные нормы и правила. Утв. МЗ РБ 28 декабря 2012 г. - Режим доступа: [http://radbez.bsmu.by/library/GN\\_2012.pdf](http://radbez.bsmu.by/library/GN_2012.pdf)
10. Требования к обеспечению радиационной безопасности персонала и населения при использовании объектов атомной энергии и источников ионизирующего излучения [текст]: Санитарные нормы и правила. Утв. Пост. МЗ РБ 31 декабря 2013 г. № 137 - Режим доступа: [http://www.svetlcge.by/wp-content/uploads/2013/05/post\\_mzrb\\_137-31122013.pdf](http://www.svetlcge.by/wp-content/uploads/2013/05/post_mzrb_137-31122013.pdf)
11. Нормы радиационной безопасности (НРБ-2000) [текст]: Гигиенический норматив. Утв. МЗ РБ 25 января 2000 г. - Режим доступа: [http://www.svetlcge.by/wp-content/uploads/2013/05/post\\_mzrb\\_137-31122013.pdf](http://www.svetlcge.by/wp-content/uploads/2013/05/post_mzrb_137-31122013.pdf)
12. Основные санитарные правила обеспечения радиационной безопасности [текст]: Санитарные нормы и правила. Утв. МЗ РБ 22 февраля 2002 г. - Режим доступа: <http://gigiena.bobr.by/uploads/document/ОРГ/Пост%206.doc>
13. Нормы радиационной безопасности (НРБ-99/2009) [текст]: СанПиН 2.6.1.2523-09. Утв. Гл. гос. сан. врача РФ 7 июля 2009. - Режим доступа: <http://base.garant.ru/4188851/>
14. Основные санитарные правила обеспечения радиационной безопасности (ОСПОРБ-99/2010) [текст]: СП 2.6.1.2612-10. Утв. 26 апреля 2010 г. - Режим доступа: <http://www.niiot.ru/doc/bank00/doc249/doc.htm>
15. ГОСТ 12.4.217-2001 Система стандартов безопасности труда. Средства индивидуальной защиты от радиоактивных веществ и ионизирующих излучений. Требования и методы испытаний [Текст]: - Введ. 2003-01-01. – Минск: Межд. совет по станд., метрологии и сертификации, 2001. – 17 с.
16. Радиационный контроль питьевой воды [текст]: Методические рекомендации. Утв. зам. гл. гос. сан. врачом РФ 4 апреля 2000. - М. : Минздрав России, [2000?] - Режим доступа <http://dikipedia.ru/document/5167756>

17. Питьевая вода. Гигиенические требования к качеству воды централизованных систем питьевого водоснабжения. Контроль качества. [текст]: СанПиН 2.1.4.1074-01. Утв. Гл. гос. сан. врачом РФ 26 сентября 2001 г. - Режим доступа <http://www.complexdoc.ru/ntd/481093>
18. ГОСТ 17209-89 Средства измерений объемной активности радионуклидов в жидкости. Общие технические требования и методы испытаний [Текст]. - Введ. 1990-01-01. - Москва: Изд-во стандартов, 1990. - 15 с.
19. Гигиенические требования к проектированию и эксплуатации атомных электростанций [Текст]. - СанПиН и ГН. Утв. Пост. МЗ РБ от 31 марта 2010 г. № 39.
20. Санитарные правила проектирования и эксплуатации атомных станций (СП АС\_03) [Текст]. - СанПиН 2.6.1. 24\_03. М.: Федеральный центр гигиены и эпидемиологии Роспотребнадзора, 2003.
21. «Санитарно-защитные зоны и зоны наблюдения радиационных объектов. Условия эксплуатации и обоснование границ [Текст]. - СП 2.6.1.2216-07. Утв. гл. гос. сан. вр. РФ. 29 мая 2007 г. - М.: [2000?]
22. Сборник «Методическое обеспечение радиационного контроля на предприятии». Т.1. - М.: Минатом, Минздрав России, ФУ «Медбиоэкстрем», 2001. - 183 с.
23. ГОСТ 27451—87. Средства измерений ионизирующих излучений. Общие технические условия [Текст]. - Введ. 1989-01-01. - Москва: Изд-во стандартов, 1989. - 38 с.
24. ГОСТ 25935-83. Приборы дозиметрические. Методы измерения основных параметров [Текст]. - Введ. 1985-01-01. - Москва: Изд-во стандартов, 1985. - 43 с.
25. ГОСТ 4.59—79 Система показателей качества продукции. Средства измерений ионизирующих излучений. Номенклатура показателей [Текст]. - Взамен ГОСТ 4.2-67 ГОСТ 4.9-68 ГОСТ 4.10-68 ГОСТ 4.16-69. Введ. 1982-01-01. - Москва: Изд-во стандартов, 1979. - 18 с.
26. ГОСТ 23923—79 Средства измерений удельной активности радионуклида. Общие технические требования и методы испытаний [Текст]. - Введ. 1996-01-01. - Москва: Изд-во стандартов, 1989. - 11 с.
27. ГОСТ 22251—76 Средства измерений объемной активности искусственного радиоактивного аэрозоля. Общие технические требования и методы испытаний [Текст]. - Введ. 1996-01-01. - Москва: Изд-во стандартов, 1989. - 9 с.
28. ГОСТ 21496-89 Средства измерений объемной активности радионуклидов в газе. Общие технические требования и методы испытаний [Текст]. - Взамен ГОСТ 21496-76. Введ. 1991-01-01. - Москва: Изд-во стандартов, 1989. - 13 с.
29. ГОСТ 17225—85 Радиометры загрязненности поверхностей альфа- и бета-активными веществами [Текст]. - Взамен ГОСТ 17225—71. Введ. 1986-07-01. - Москва: Изд-во стандартов, 1985. - 8 с.
30. А.О. Грубич Радиационный контроль и радиационная безопасность [электронный ресурс]: / Грубич А.О. [и др.] Информационно-методическая база данных. - Минск: ЗАО "Тимет", 2011.
31. Дорин, А.Б. Аналитический обзор российских гамма-спектрометров / А.Б. Дорин, В.Ф. Ельцин, А.К. Чураков. - ООО НИИП «Грин Стар Инструментс», 2013. - Режим доступа: [greenstar.ru/articles/obzor\\_gama\\_spektrov.pdf](http://greenstar.ru/articles/obzor_gama_spektrov.pdf)
32. Acciarri, M. The construction of the L3 experiment / M. Acciarri and L3 collaboration. // Nucl. Instr. Meth. – 1990. - т. А(289). - Р. 35-102.
33. Melcher, R.D. Applicability of barium fluoride and cadmium tungstate scintillators for well logging/ R.D. Melcher, R.A. Manenta, J.S. Schweitzer //IEEE Trans. on Nucl. Sci. - 1989. - т. 36.1. - Р. 1188-1192.
34. Ангерт, Н.Б. Сцинтилляционный детектор  $\gamma$ -квантов на основе монокристаллов ВGO. //Н.Б. Ангерт и др. // ВАНТ: общая и ядерная физика. - 1988. - № 2 (42). - с. 69.
35. Шендрик, Р.Ю. Механизмы переноса возбуждения в кристаллах щелочно-земельных фторидов, активированных ионами церия и празеодима [Текст]: автореферат дис. ... канд. физ.-мат. наук: 01.04.07 / Р. Ю. Шендрик ; науч. рук. Е. А. Раджабов ; Рос. акад. наук, Сиб.

- отд., Ин-т геохим. им. А. П. Виноградова. - Иркутск, 2011. - 147 с. ; 30 см. - Библиогр.: с. 134-147.
36. Афанасиади, Л.Ш. Временное и энергетическое разрешения сцинтиллятора BaF2 с конверторами излучений. / Л.Ш. Афанасиади и др. // Приборы и техника эксперимента. - 1989. - № 5. - с. 85-86.
  37. Pastor, C. The phoswich counter for neutron and charged particle detection. / C. Pastor, [и др.] // Nucl. Instrum. and Meth. in Phys. Res. - 1984. - Vol. A 227. - P. 87.
  38. Kapusta, M. A high-energy resolution observed from a YAP:Ce scintillator. / M. Kapusta [и др.] // Nucl. Instr. Meth. - 1999. - Vol. 421. - P. 610–613.
  39. Autrata, R. A single crystal of YAlO<sub>3</sub>: Ce<sup>3+</sup> as a fast scintillator in SEM. / R. Autrata [и др.]. - Scanning. - 1983. - Vol.5. - P.91-96.
  40. Барышевский, В.Г. // В.Г. Барышевский [и др.]. – Приборы и техника эксперимента. - 1993. - №3. - с. 51.
  41. Van Loef, E.V.D. Scintillation properties of LaBr<sub>3</sub>:Ce<sup>3+</sup> crystals: fast, efficient and high-energy-resolution scintillators. / E.V.D Van Loef [и др.] // Nucl. Instrum. and Meth. in Phys. Res. - 2002. - т. А 486. - P. 254.
  42. Demidenko, V.A. Scintillation properties of ceramics based on zinc oxide. / V.A. Demidenko [и др.] // Radiation Measurement. - 2007. - т. 42. - P. 549.
  43. Burahas, S. // Neorg. Mater. - 1996. - т. 32. - с. 1525.
  44. Nagornaya, L. Production of the high-quality CdWO<sub>4</sub> single crystals for application in CT and radiometric monitoring / L. Nagornaya [и др.] // Nucl. Instr. Meth. - 2005. – Vol. 537(1). - с. 163.
  45. Hall, R.N. Hp Ge: purification, crystal grown, and annealing properties. // IEEE Trans. on Nucl. Sci. – 1984. - г. NS-31. - №1. - P. 320.
  46. Detectors and instruments for Nuclear Spectroscopy. [каталог] ORTEC 91/92, стр. 2-32.
  47. Акимов Ю.К. Полупроводниковые детекторы в экспериментальной физике. / Ю.К. Акимов [и др.] - М.: Энергоатомиздат, 1989. – 334 с.
  48. Rybka, A.V. Gamma-radiation dosimetry with semiconductor CdTe and CdZnTe detectors. / A.V. Rybka [и др.] // Nucl. Instr. and Meth. - 1994. - Vol. 53. - №.1-2. - P. 147 - 156.
  49. Обзор отечественных радиометрических и спектрометрических систем, которые могут быть использованы для целей учета и контроля ядерных материалов. [Текст] // [ФГУП "Всероссийский научно-исследовательский институт автоматики им. Н.Л.Духова"], [Б.г.] Режим доступа: <http://www.vniia.ru/rgamo/literat/obzor/doc/obzorris.pdf>.
  50. Гектин, А.В. Сцинтилляционные материалы – настоящее и будущее / А.В. Гектин // Четвертая международная конференция “Инженерия сцинтилляционных материалов и радиационные технологии (ISMART 2014). Минск, Беларусь. 12-16 октября 2014 г.
  51. LaBr<sub>3</sub>(Ce) детекторы серии LABR [Электронный ресурс]. - Режим доступа <http://www.pribori.com/spectometria/stcintil/labr3.html>
  52. Moses, W. // Proc. Intern. Conf. SCINT99. P. 11–21.
  53. Melcher, C. Scintillation crystals for PET / C. Melcher, // Journal of Nuclear Medicine. - 2000. - Vol. 41, № 6. - P. 1051–1055.
  54. Вахтин, Д. Н. Перспективный спектрометр на основе кристалла LaBr<sub>3</sub> / Д.Н. Вахтин [и др.] // Безопасность Окружающей Среды. Экологические программы атомной отрасли. – 2010. – №4. – Режим доступа <http://www.atomic-energy.ru/technology/35098>
  55. ГОСТ Р ИСО/МЭК 17025:2009. Общие требования к компетентности испытательных и калибровочных лабораторий [Текст]. - Введ. 2012-01-01. - Москва: стандартиформ, 2011. – 36 с.
  56. Р 50.2.003-2000 Рекомендации по метрологии. Внутренний оперативный контроль качества. Пакет программ QControl
  57. Программа калибровки ISOCS\*, Модель S573 Версия 4.0 [Текст] – Режим доступа [http://www.canberra.ru/html/products/Gamma\\_High/software/isocs.pdf](http://www.canberra.ru/html/products/Gamma_High/software/isocs.pdf)
  58. Багаев, К. А. Применение компьютерного моделирования для калибровки детекторов в

- водной среде / К. А. Багаев, С. С. Козловский // Научно-технические ведомости СПбГПУ. Ядерная физика. – 2011. – Вып. 2(122).
59. Компания «ЛСРМ». - Режим доступа: <http://www.lsrn.ru>
60. Соловьева, С.Л. Программный комплекс для моделирования гамма-спектрометрических экспериментов и методика обработки гамма-спектров. [Текст]: Автореферат дис. ... канд. физ.-мат. наук: 01.04.01 / С. Л. Соловьева, науч. рук. С. Е. Улин; МИФИ. - Москва, 2008. - 151 с.
61. Grubich, A.O. Multifractal structure of the  $^{137}\text{Cs}$  fallout at small spatial scales. / A.O. Grubich // Journal of Environmental Radioactivity. - 2012. – Vol.107. – P. 51–55.
62. Daniels, W.M., Higgins, N.A., Environmental Distribution and the Practical Utilisation of Detection Limited Environmental Measurement Data. NRPB-W13. 2002. ISBN 0 85951 484 6.
63. Grubich, A. Description of spatial patterns of radionuclide deposition by lognormal distribution and hot spots. / A. Grubich, V.I. Makarevich, O.M. Zukova //J. Environ. Radioact. – 2013. – V. 126. – P. 264–272.
64. Grubich, A. Statistical and structural properties of radionuclide deposition. / A. Grubich //European Researcher. - 2014. – Vol. 73. - No. 4-2. – P. 720-735.
65. Anton Nikitin, Andrei Fedorov, Mikhail Korjik, Novel Glass Ceramic Scintillator for Detection of Slow Neutrons in Well Logging Applications, IEEE Transactions on Nuclear Science 04/2013; 60(2):1044-1048.
66. Федоров А. А., Козлов Д. Ю., Коржик М. В., Лобко А. С. Снижение чувствительности нейтронных детекторов на основе литиевых сцинтилляционных стекол к гамма-излучению // Инженерия сцинтилляционных материалов и радиационные технологии» – ИСМАРТ 2014 : тез. докладов четвертой международной конференции, 12-16 октября 2014 г., Минск, Беларусь / ред. М. В. Коржик. – Минск : Изд. центр БГУ, 2014. – С.135.
67. Федоров, А.А. Детектор тепловых нейтронов на основе сцинтилляционного литиевого стекла и кремниевого фотоэлектронного умножителя/ А. А. Федоров // Четвертая международная конференция “Инженерия сцинтилляционных материалов и радиационные технологии (ISMAРТ 2014). Минск, Беларусь. 12-16 октября 2014 г.
68. Нурлыбаев, К. Государственный реестр средств измерений РФ: приборы радиационного контроля. Часть 4. Газоаэрозольные радиометры / К. Нурылбаев, Ю. Н. Мартынюк // АНРИ. – 2008. - № 2. – С. 76-80.
69. Контроль радиационной обстановки. Общие требования [Текст]: Методические указания. 2.6.1.14-2001. Утв. Федеральным Управлением «Медбиоэкстрем» при Минздраве России «26» марта 2001 г. – Режим доступа: [http://www.opengost.ru/download/6057/MU\\_2\\_6\\_1\\_14-2001\\_Kontrol\\_radiacionnoy\\_obstanovki\\_Obschie\\_trebovaniya.html](http://www.opengost.ru/download/6057/MU_2_6_1_14-2001_Kontrol_radiacionnoy_obstanovki_Obschie_trebovaniya.html)
70. Рекомендации по приборному обеспечению дозиметрического и радиометрического контроля в соответствии с НРБ-99 И ОСПОРБ-99 [Текст]: Рекомендации 2.6.1. Утв. Деп. безоп. и чрезв. ситуаций Минатома России 29.03.2002. - Москва, 2003. - 144 с.

## **ПРИЛОЖЕНИЕ А Методические подходы по оценке радиоактивного загрязнения территорий**

Радиационный контроль и мониторинг почв до последнего времени основывается либо на непараметрических оценках данных, либо на оценках, исходящих из предположения о нормальном распределении радионуклида на участке – см., например, [A1-A4]. Однако исследования, в которых обосновывалось бы применение нормального распределения для обработки данных о радиоактивном загрязнении почв, отсутствуют. Кроме этого, имеется ряд методических вопросов к обработке данных в [A1, A2] – см., в частности, примечания на стр. 165 в [A5].

В последние годы выполнены работы, в которых показано, что распределение радионуклида на поверхности участков самых разных размеров с вероятностью большей, чем  $P = 0,9$ , описывается логнормальным распределением. В связи с этим актуальной задачей является использование информации о логнормальности распределения радионуклида на участке в обработке результатов измерений загрязнения почвы различными радионуклидами ( $^{90}\text{Sr}$ ,  $^{137}\text{Cs}$ ,  $^{238}\text{Pu}$ ,  $^{239}\text{Pu} + ^{240}\text{Pu}$ ,  $^{241}\text{Am}$ ). В настоящем подразделе дан краткий обзор соответствующих работ и приведен ряд рекомендаций для практики. Следует подчеркнуть, что применение обоснованных параметрических оценок, приведет, по сравнению с непараметрическими оценками, к повышению точности оценок уровней загрязнения почвы радионуклидами.

### **А.1 Основные свойства радиоактивного отложения**

#### **А.1.1 Мультифрактальность**

На пятнистую структуру радиоактивного отложения внимание обращается весьма часто. Однако крайне редко упоминается о том, что пятнистость отложения остается практически одинаковой при разных значениях единицы масштаба. С геометрической точки зрения это свойство радиоактивного отложения означает, что его пространственная структура описывается случайным мультифрактальным полем [A6]. В случае старого отложения, каким является, например, чернобыльское отложение, наименьшие участки почвы с мультифрактальной структурой имеют площадь поверхности примерно равную  $1 \text{ м}^2$  [A7]. В результате, любое радиоактивное пятно в случае детального обследования «рассыпается» на множество более мелких пятен, которые, в свою очередь, рассыпаются на еще более мелкие пятна, и так при уменьшении единицы масштаба от нескольких десятков километров до значений, равных десятку сантиметров, – таков примерно диапазон наблюдаемого скейлинга. Поэтому мультифрактальность пространственной структуры радиоактивного отложения без преувеличения является его фундаментальным свойством.

#### **А.1.2 Логнормальность**

Среди специалистов не является до сих пор общепризнанным наличие у радиоактивных отложений еще одного универсального свойства, а именно: логнормальности распределения радионуклида на участках разной формы и площади поверхности. С точки зрения математической статистики это свойство означает, что пространственная структура радиоактивного отложения описывается случайным мультифрактальным полем, которое, в свою очередь, имеет логнормальное распределение [A7]. Свойства логнормальности и мультифрактальности радиоактивного отложения обусловлены процессом его формирования радиоактивными атмосферными выпадениями: оседанием радиоактивных аэрозолей и пыли, переносимых турбулентными воздушными массами, на подстилающую поверхность.

Даниэлс и Хиггенс [A8], проанализировав результаты разных авторов, пришли к заключению о том, что предположение о логнормальности является идеализацией. В [A9] было рассмотрено описание логнормальным и другими распределениями 64 наборов данных для Sr-90, Cs-137, Pu-238, Pu-239+Pu-240, Am-241 и показано, что наборы данных с большим объемом выборки (размер выборки  $n \approx 100$ ) **в подавляющем большинстве случаев** описываются логнормальным распределением. В [A10] было обращено внимание на то обстоятельство, что радиоактивное отложение можно представить в виде мозаики, образованной миниатюрными участками, каждый из которых имеет логнормальное распределение радионуклида. В результате на любом участке, образованном большой совокупностью таких миниатюрных участков, распределение радионуклида наилучшим образом описывается именно логнормальным распределением. Сказанное относится как к плотности активности ( $Bq/m^2$ ), так и удельной активности ( $Bq/kg$ ). С математической точки зрения это означает, что для непрерывной модели отложения функция плотности вероятности распределения радионуклида на участке может быть представлена в виде сложного распределения вероятностей

$$\frac{dF(x)}{dx} = \int \frac{d\Lambda(x|\mu', \sigma'^2)}{dx} p(\mu', \sigma') d\mu' dx', \quad (A1)$$

где  $F(x)$  – функция распределения радионуклида на участке;  $\Lambda(x|\mu', \sigma'^2)$  – логнормальное распределение;  $p(\mu', \sigma')$  – функция плотности вероятности, описывающая распределение гиперпараметров  $\mu'$  и  $\sigma'$  для данного участка.

Причем функция плотности вероятности  $p(\mu', \sigma')$  такова, что функция распределения радионуклида на участке описывается логнормальным распределением

$$F(x) = \Lambda(x|\mu, \sigma^2). \quad (A2)$$

Свойства радиоактивных отложений, которые обеспечивают надлежащий вид функции  $p(\mu', \sigma')$ , на ряде дискретных примеров были рассмотрены в [A10].

Приведенные выше результаты являются, по нашему мнению, достаточными, чтобы в дальнейшем, проводя мониторинг, либо обследование радиоактивного загрязнения каких-либо участков местности, исходить из предположения о том, что распределение радионуклида на участке с большой долей вероятности является именно логнормальным. Соответственно описанию распределения радионуклида логнормальным распределением следует уделить должное внимание во вновь создаваемых, либо подвергнутых ревизии, методиках, инструкциях и рекомендациях, предназначенных для практического применения.

## A2 Логнормальное распределение

В связи со сказанным выше напомним основные свойства логнормального распределения.

Функция плотности вероятности равна

$$\frac{d\Lambda(x|\mu, \sigma^2)}{dx} = \frac{1}{\sqrt{2\pi x\sigma}} e^{-\frac{(\ln x - \mu)^2}{2\sigma^2}}. \quad (A3)$$

Среднее (первый момент) и дисперсия логнормального распределения равны соответственно:

$$E[X] = e^{\mu + \frac{\sigma^2}{2}}, \quad (A4)$$

$$D[X] = e^{2\mu + \sigma^2} (e^{\sigma^2} - 1). \quad (A5)$$

Из этих выражений следует, что коэффициент вариации логнормального распределения,  $\eta$ , равен

$$\frac{\sqrt{D[X]}}{E[X]} = \sqrt{e^{\sigma^2} - 1}. \quad (A6)$$

Если случайная величина  $X$  описывается логнормальным распределением, то величина

$$Y = \ln X \quad (A7)$$

распределена согласно нормальному закону с теми же самыми параметрами распределения  $\mu$  и  $\sigma$ . Эта связь между обоими распределениями непосредственно следует из равенства

$$\frac{d\Lambda}{dx} dx = \frac{dN}{dy} dy, \quad (A8)$$

т.е.

$$\Lambda(\mathbf{x}|\mu, \sigma^2) = N(\mathbf{y}|\mu, \sigma^2). \quad (\text{A9})$$

Из соотношения (A9) следует, что для некоторой случайной выборки значений величины X

$$X_1, X_2, \dots, X_i, \dots, X_n \quad (\text{A10})$$

статистики

$$\overline{\ln \mathbf{x}} = \frac{1}{n} \sum_{i=1}^n \ln x_i = \ln \sqrt[n]{\prod_{i=1}^n x_i}, \quad (\text{A11})$$

$$s(\ln \mathbf{x}) = \sqrt{\frac{\sum_{i=1}^n (\ln x_i - \overline{\ln \mathbf{x}})^2}{n-1}}, \quad (\text{A12})$$

являются оценками параметров логнормального распределения величины X. Далее, для краткости, обозначим эти оценки как

$$\mu^* = \overline{\ln \mathbf{x}}, \quad (\text{A13})$$

$$\sigma^* = s(\ln \mathbf{x}). \quad (\text{A14})$$

Подставляя оценки (A13), (A14) в (A4) получим, например, простую оценку среднего логнормального распределения

$$E^* = e^{\mu^* + 0.5\sigma^{*2}}. \quad (\text{A15})$$

В [A11] для оценок (A13), (A14) и выбранного уровня значимости  $\alpha$  приведены (полученные в [A12]) нижний и верхний уровни для величины среднего  $E[X]$  логнормального распределения

$$LL_\alpha = E^* \cdot \exp\left(\frac{\sigma^* H_\alpha}{\sqrt{n-1}}\right), \quad (\text{A16})$$

$$UL_{1-\alpha} = E^* \cdot \exp\left(\frac{\sigma^* H_{1-\alpha}}{\sqrt{n-1}}\right). \quad (\text{A17})$$

Функции  $H_\alpha$  и  $H_{1-\alpha}$  табулированы в [A12] для разных значений  $\alpha$  и  $\sigma^*$  - см. также таблицы в [A11]. К сожалению, в настоящее время эти табличные данные, необходимые для практических оценок характеристик загрязнения почвы, труднодоступны для русскоязычного читателя. (Из-за отсутствия указанных источников в библиотеках и необходимости оплаты соответствующих электронных копий документов в интернет.)

Выборочные среднее, стандартное отклонение и коэффициент вариации равны соответственно

$$\bar{x} = \frac{1}{n} \sum_{i=1}^n x_i, \quad (A18)$$

$$s = \sqrt{\frac{\sum_{i=1}^n (x_i - \bar{x})^2}{n-1}}, \quad (A19)$$

$$CV = \frac{s}{\bar{x}}. \quad (A20)$$

Статистики (A18), (A19) также можно использовать для оценки параметров логнормального распределения величины  $X$  (так называемый метод моментов [A13]). Соответствующие оценки являются решениями системы уравнений

$$E[X] = \bar{x}, \quad \sqrt{D[X]} = s, \quad (A21)$$

и равны

$$\mu' = \ln \bar{x} - \ln \sqrt{1 + CV^2}, \quad (A22)$$

$$\sigma' = \sqrt{\ln(1 + CV^2)}. \quad (A23)$$

### A3 Проверка типа распределения

На практике для оценки параметров логнормального распределения можно рекомендовать использовать, как выражения (A13), (A14), так и (A22), (A23). Следует, однако, иметь в виду, что выбор типа оценки может зависеть от решаемой задачи. Так, например, в [A9, A10] использовался еще один метод оценок параметров логнормального распределения, основанный на фитировании данных, который можно рекомендовать в случае сопоставления друг с другом описания выборки (A10) распределениями разных типов: нормальным, логнормальным и Вейбулла.

Суть этого метода, являющегося по существу разновидностью графического метода оценки параметров распределения, заключается в том, что для подгонки нормального распределения, либо логнормального распределения, к данным используется взаимосвязь между порядковыми статистиками  $x_{(i)}$ , либо их логарифмами  $\ln x_{(i)}$ , и соответствующими квантилями  $z_i$  нормального стандартного распределения ( $i = 1, 2, \dots, n$ ). Порядковая статистика  $x_{(i)}$  является  $i$ -ым элементом выборки

$$X_{(1)}, X_{(2)}, \dots, X_{(i)}, \dots, X_{(n)}, \quad (A24)$$

которая получается путем упорядочивания выборки (A10) по возрастанию:  
 $x_{(1)} \leq x_{(2)} \leq \dots \leq x_{(i)} \leq \dots \leq x_{(n)}$ .

Процедура фитирования заключается в нахождении линейного уравнения регрессии

$$y = a + bz, \quad (A25)$$

описывающего рассеяние на соответствующем графике точек  $(z_i, x_{(i)})$ , для нормального распределения, и точек  $(z_i, \ln x_{(i)})$ , для логнормального распределения. В случае подгонки логнормального распределения этот метод детально описан в [A14].

Величина эмпирической функции распределения  $F_n(x)$  для  $x = x_{(i)}$  может быть принята равной

$$F_n(x_{(i)}) = (i - 0.5)/n. \quad (A26)$$

Квантиль  $z_i$  в случае фитирования выборки (10) нормальным или логнормальным распределением, является соответственно решением уравнения

$$F_n(x_{(i)}) = N(z_i|0, 1) \quad (A27)$$

или

$$F_n(\ln x_{(i)}) = N(z_i|0, 1). \quad (A28)$$

В случае подгонки распределения Вейбулла к набору данных можно использовать метод, идея которого описана, в частности, в [A15]. Согласно этому методу вместо (A25) находится линейное уравнение регрессии

$$y = a + bu, \quad (A29)$$

которое описывает рассеяние точек  $(u_i, \ln x_{(i)})$ ,

где величина  $u_i$  определяется выражением

$$u_i = \ln \ln [1 - F_n(x_{(i)})]^{-1}. \quad (A30)$$

Уравнение (A29) и выражение (A30) непосредственно следуют из уравнения, которое получается после двукратного логарифмирования функции распределения Вейбулла

$$W(x|\alpha, \beta) = 1 - e^{-\left(\frac{x}{\beta}\right)^\alpha}, \quad (A31)$$

и предположения, что выборка (A24) удовлетворительно описывается распределением Вейбулла.

#### А4 Планирование отбора проб почвы

Трудно, если вообще возможно, предложить терминологию, которая бы однозначно соответствовала многообразию всех решаемых на практике задач. По-видимому, в силу этого обстоятельства терминология, применяемая в настоящее время в области исследований загрязнения почвы, далека от совершенства [A16]. Поэтому далее будем в основном придерживаться терминов [A11, A17], уточняя при необходимости их конкретное содержание. Учитывая также большой объем исследований, проведенных в последнюю четверть века зарубежными исследователями, и текущий процесс гармонизации государственных стандартов стран СНГ со стандартами ISO, будем справочно, при первом упоминании, приводить в скобках название соответствующего термина на английском.

Любое обследование какой-либо загрязненной площади исследования (*study area*), в качестве которой может быть как отдельный участок, так и обширная территория, следует начинать с точного определения трех основных понятий:

- единица популяции (*population unit*),
- целевая популяция (*the target population*)
- выборочная популяция (*the sampled population*).

##### А4.1 Единица популяции

В качестве единицы популяции часто используют счетный образец, который приготавливают из объединенной пробы, получаемой смешением нескольких точечных проб (*increments*) [A11, A18]. Точечные пробы обычно отбирают по определенной схеме, например, показанной на рисунке А.1.

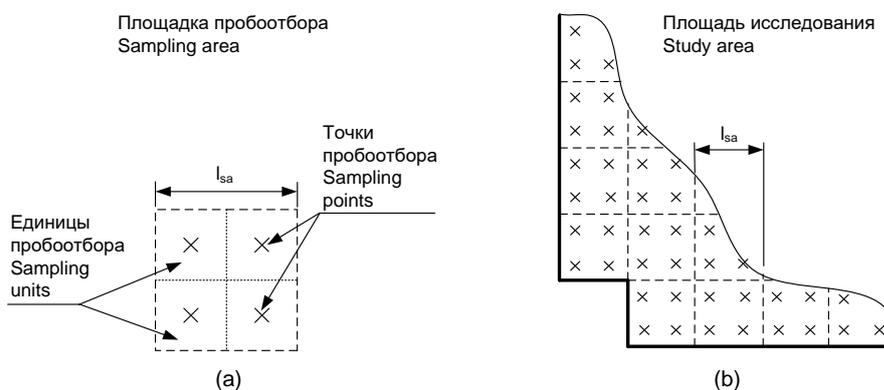


Рисунок А.1 - Пример квадратной площадки пробоотбора: (а) – расположения точек пробоотбора (косые кресты); (б) – совокупность площадок пробоотбора, полностью покрывающих площадь исследования.

В данном примере точечные пробы отбираются в четырех точках пробоотбора, изображенных на рисунке косыми крестами. На рис. А1а точки пробоотбора расположены по

центрам единиц пробоотбора (*sampling units*) квадратной формы, совокупность которых образуют площадку в форме квадрата со стороной  $l_{sa}$ . Такие площадки называют «площадками пробоотбора» (*sampling areas*) [A18].

Для взятия точечных проб почвы часто используют металлическое кольцо/цилиндр с внутренним диаметром от 3 см до 15 см и длиной, зависящей от возраста радиоактивного отложения: 3-5 см для молодого отложения и от 20 см и более для старого радиоактивного отложения.

Другой пример единиц популяции – области на поверхности почвы, сканируемые *in situ* детектором излучения при определенных условиях [A11]. Детектор гамма-спектрометра может, например, располагаться на высоте 1 м от поверхности земли с помощью треноги, либо специальной тележки. Для размещения гамма-спектрометра может использоваться также наземное транспортное средство, либо летальный аппарат, в том числе беспилотный (дрон). В случае размещения детектора на высоте 1 м единица популяции представляет собой круг на поверхности почвы с площадью порядка нескольких сотен квадратных метров (при отсутствии коллиматора излучения). В случае использования движущегося транспортного средства, либо летального аппарата, единицами популяции являются области на поверхности почвы, форма и размеры которых зависят от высоты размещения детектора над поверхностью почвы, времени однократного измерения, скорости движения, а также от того, используется, либо нет, коллиматор излучения.

Таким образом, единицами популяции могут быть счетные образцы, активность которых измеряется на спектрометре или радиометре, либо области на поверхности почвы одинаковой формы и размера в случае измерений *in situ*. Области почвы, плотность активности радионуклида на которых измеряется методом *in situ*, будем далее называть «измерительными площадками».

#### **A4.2 Целевая и выборочная популяции**

Целевая популяция – набор  $N$  единиц популяции, о котором выводы будут сделаны [A11]. Так, в случае выбора площадки пробоотбора, показанной на рис. A1a, целевой популяцией будет совокупность всех счетных образцов, которые получают для множества площадок пробоотбора, покрывающих площадь исследования, например, так как это показано на рис. A1б. Аналогично в случае измерений *in situ* целевая популяция представляет собой совокупность всех измерительных площадок, покрывающих площадь исследования.

Далее используем следующее определение выборочной популяции:

Выборочная популяция – набор единиц целевой популяции, которые измеряются (сравни [A11, A19]).

На практике площадка пробоотбора и площадь исследования могут иметь различные формы, например показанные на рисунке А.2. В примере на рисунке А.2 площадка пробоотбора имеет форму равнобедренного треугольника, в котором берется только одна точечная проба. В случаях, подобных этому, площадка пробоотбора совпадает с единицей пробоотбора и для измерения содержания радионуклида в веществе используется счетный образец, приготовленный из точечной пробы.

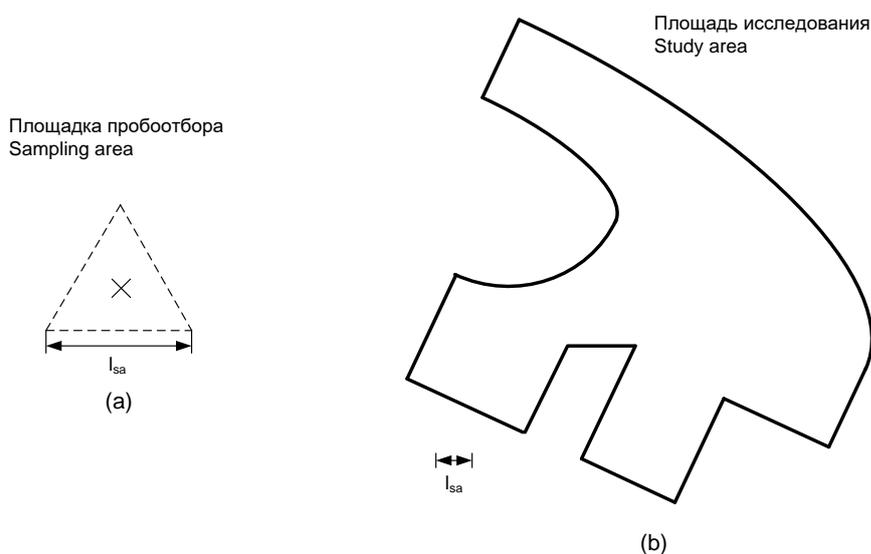


Рисунок А.2 - Примеры: (а) – треугольная площадка пробоотбора с одной точкой пробоотбора; (б) – площадь исследования сложной формы.

То факт, что на практике форма площади исследования может быть весьма сложной, показывает пример, приведенный на рисунке А.3.



Рисунок А.3 - Схемы площадей исследования (изображены бежевым цветом), обследованных Институтом радиологии (г. Гомель) в 2014 году.

Рекомендации по расположению площадок пробоотбора на площади исследования сложной формы рассматриваются, в частности, в [A19].

#### **A4.3 Паттерн пробоотбора**

Если поверхность площадки пробоотбора,  $q_{sa}$ , много меньше поверхности площади исследования,  $Q$ , то объем затрат, которые потребуются для отбора всех  $N = \{Q/q_{sa}\}$  проб (здесь  $N$  – целая часть величины отношения  $Q/q_{sa}$ ) и выполнения измерений их активности (удельной активности), может оказаться неприемлемо большим. В таких случаях отбор проб выполняется на практике только на части площадок пробоотбора, покрывающих площадь исследования, т.е. используется выборочная популяция с размером выборки  $n \ll N$ . Для получения выборочной популяции нужного размера используется тот либо иной паттерн пробоотбора (*sampling pattern*).

В случае  $q_{sa} \ll Q$  отдельную площадку пробоотбора на паттерне пробоотбора можно, очевидно, изобразить точкой, абстрагируясь от конкретной формы площадки пробоотбора. На рис. 4 показаны три типа паттернов пробоотбора из большой совокупности известных [A11, A18, A19], применяемых в различных конкретных условиях. Такие шаблоны пробоотбора обеспечивают вероятностный отбор проб.

В случае использования пробоотбора регулярной решеткой принцип вероятностного отбора проб базируется на случайном выборе расположения решетки на площади исследования [A11, A19].

Паттерн пробоотбора, показанный на рисунке A.4b, является комбинацией систематического и случайного пробоотбора. Площадь исследования разделяется в этом случае на одинаковые блоки и одна площадка пробоотбора, как показано на рис. 4b (либо несколько), случайным образом располагается внутри каждого блока. Такой паттерн пробоотбора используется для получения более равномерного покрытия площади исследования площадками пробоотбора, нежели это имеет место в случае простого случайного пробоотбора [A11], при котором площадки пробоотбора случайным образом (но не хаотично [A19]) размещаются на площади исследования.

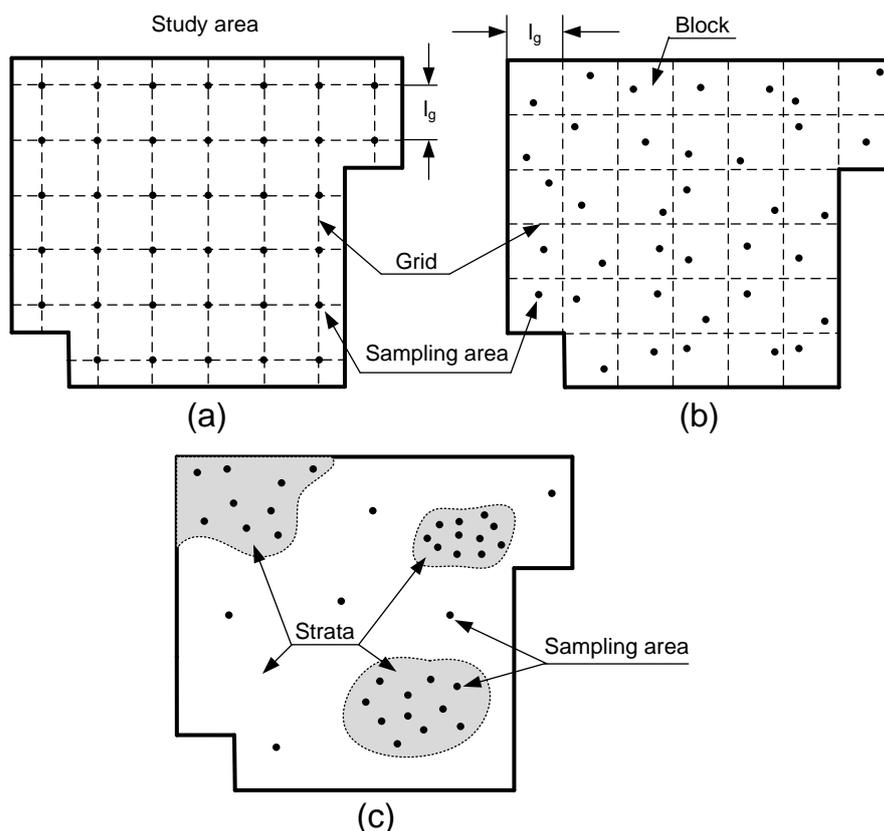


Рисунок А.4 - Паттерн пробоотбора: (а) – пробоотбор регулярной решеткой (*systematic grid sampling*); (b) – случайный пробоотбор внутри блоков (*random sampling within blocks*); (c) – стратифицированный случайный отбор проб с неравным взвешиванием (*stratified random sampling with unequal weighting*).

Приведенные на рис. 4 паттерны пробоотбора можно использовать и в случае применения метода измерений *in situ*, например, выполняя на *i*-ой измерительной площадке измерение содержания радионуклида в почве с помощью переносного гамма-спектрометра.

#### А4.4 Площадь поверхности площадки пробоотбора

Результатами измерений  $x_i$  в выборке (А10) могут быть значения плотности активности (например, измеряемые в единицах  $Bq/m^2$ ), либо значения концентрации активности (например, измеряемые в единицах  $Bq/kg$ ). Если измеряются значения плотности активности ( $Bq/m^2$ ), то величина инвентаризованного запаса активности радионуклида ( $Bq$ ) в веществе на площади исследования рассчитывается по формуле

$$I = Q\bar{x}, \tag{A32}$$

где  $Q$  ( $m^2$ ) – площадь поверхности обследуемой площади исследования;  $\bar{x}$  – выборочное среднее.

Если величины  $x_i$  в (А10) являются значениями концентрации активности ( $Bq/kg$ ), то вместо (А32) можно использовать формулу

$$I = Q\bar{x}\rho h, \quad (A33)$$

где  $\rho$  (кг/м<sup>3</sup>) – плотность вещества на площади исследования;  $h$  (м) – толщина слоя вещества, с которого отбираются точечные пробы.

В случае площади исследования с величиной поверхности  $Q$  большей, чем несколько гектар, вместо (A33) целесообразно использовать иное выражение, в котором учитываются конкретные значения плотности почвы на каждой площадке пробоотбора.

В случаях, когда совокупность площадок пробоотбора, соответствующих целевой популяции, покрывает площадь исследования полностью (доля пустот при покрытии равна нулю), величина

$$Q = q_{sa}N, \quad (A34)$$

где  $N$  – размер целевой популяции;  $q_{sa}$  (м<sup>2</sup>) – площадь поверхности площадки пробоотбора.

С учетом (A34) величину (A32) можно записать в виде

$$I = Q\bar{x} = q_{sa}N\bar{x}. \quad (A35)$$

В работе [A11] величина  $(1 - n/N)$  называется поправочным коэффициентом на конечность популяции (*the finite population correction (fpc) factor*). Величина

$$f = n/N \quad (A36)$$

есть, очевидно, доля единиц целевой популяции, активность которых была действительно измерена (далее – выборочная доля (*the sampling fraction*)).

С учетом поправочного коэффициента на конечность популяции в случае использования простого случайного пробоотбора стандартное отклонение среднего  $\bar{x}$  и стандартное отклонение общего запаса, (A35), равны [A11, A20]

$$s(\bar{x}) = s \sqrt{\frac{1-f}{n}}, \quad (A37)$$

$$s(I) = q_0 N s(\bar{x}) = q_0 N s \sqrt{\frac{1-f}{n}}. \quad (A38)$$

На практике величина  $Q$  может быть от долей гектара до сотен и тысяч квадратных километров. Как было отмечено выше, с целью оптимизации затрат ресурсов на отбор проб и измерения их активности выборочную популяцию для площади исследования с большой площадью поверхности определяют таким образом, чтобы ее размер был много меньше, чем

$N$ . В этом случае величина поправочного коэффициента на конечность популяции,  $f$ , оказывается много меньше единицы и в выражениях (A37) и (A38) им можно пренебречь.

В противоположном случае – небольшая площадь исследования – с целью исключить завышение точности получаемых оценок следует выбрать площадь поверхности площадки пробоотбора,  $q_{sa}$ , много меньшей, чем поверхность площади исследования,  $Q$ , и использовать такой паттерн пробоотбора, для которого также выполняется неравенство  $n \ll N$ . Другой способ избежать формального завышения точности оценок среднего – выбрать схему случайного отбора точечной пробы на единицы пробоотбора, полагая, что на каждой единице пробоотбора может быть отобрано множество проб.

Отметим, что в случае аэрогамма-съемки местности, при полном покрытии площади исследования измерительными площадками, величина  $n = N$  и стандартные отклонения (A37), (A38) равны нулю.

#### **A4.5 Тип паттерна пробоотбора и расчет статистик**

Следует иметь в виду, что для оценки параметров распределения и расчета выборочного среднего и стандартного отклонения статистики (A11), (A12) и (A18), (A19) можно использовать отнюдь не для любого паттерна пробоотбора. Так очевидно, что для паттерна пробоотбора, показанного на рис. 4с, для расчета статистик вместо выражений (A11), (A12) и (A18), (A19) следует использовать соответствующие формулы с коэффициентами взвешивания. Поэтому при исследовании загрязнения местности в целях простоты оценок целесообразно использовать либо паттерн пробоотбора по регулярной решетке (рисунок А.4а), либо паттерн пробоотбора со случайным отбором проб внутри блоков (рисунок А.4б).

#### **Литература**

[A1] Методические указания по отнесению населенных пунктов и объектов к зонам радиоактивного загрязнения. 1998. Сборник нормативных, методических, организационно-распорядительных документов Республики Беларусь в области радиационного контроля и безопасности. 4-е изд. перераб. и доп. Гомель: РНИУП «Институт радиологии», 2004.

[A2] Инструкция по отнесению кварталов леса к зонам радиоактивного загрязнения, 2001. С изменениями, внесенными постановлением Министерства лесного хозяйства Республики Беларусь от 17 февраля 2005 г. № 17.

[A3] ТКП 239-2010. Технический кодекс установившейся практики "Радиационный контроль. Обследование лесосек. Порядок проведения", утвержденный постановлением Минлесхоза от 22.02.2010 г., № 4.

[A4] ТКП 499-2013. Технический кодекс установившейся практики. "Радиационный мониторинг лесного фонда. Обследование постоянного пункта наблюдения. Порядок проведения", утверждённый и введённый в действие постановлением Минлесхоза от 03.10.2013г., № 12.

[A5] Грубич А.О. Радиоактивное загрязнение почв. От исследования чернобыльских выпадений к контролю выбросов АЭС. 2010, Гомель. Институт радиологии МЧС Республики Беларусь.

[A6] Raes, F., De Cort, M., Graziani, G., 1991. Multifractal nature of radioactivity deposition on soil after the Chernobyl accident. Health Phys. 61, 271–274.

- [A7] Grubich, A.O., 2012. Multifractal structure of the  $^{137}\text{Cs}$  fallout at small spatial scales. *Journal of Environmental Radioactivity* 107, 51–55.
- [A8] Daniels, W.M., Higgins, N.A., 2002. Environmental Distribution and the Practical Utilisation of Detection Limited Environmental Measurement Data. NRPB-W13. ISBN 0 85951 484 6.
- [A9] Grubich, A., Makarevich, V.I., Zukova O.M., 2013. Description of spatial patterns of radionuclide deposition by lognormal distribution and hot spots. *J. Environ. Radioact.* 126, 264–272.
- [A10] Grubich, A., 2014. Statistical and structural properties of radionuclide deposition. *European Researcher*, 73, No. 4-2, 720-735.
- [A11] Gilbert, Richard O., 1987. Statistical methods for environmental pollution monitoring. John Wiley & Sons.
- [A12] Land, C. E., 1975. Tables of confidence limits for linear functions of the normal mean and variance, in *Selected Tables in Mathematical Statistics*, vol. III. American Mathematical Society, Providence, R.I., pp. 385-419.
- [A13] Aitchison, J., Brown, J.A.C., 1957. *The Lognormal Distribution*. University Printing House, Cambridge.
- [A14] Burmaster, D.E., Hull, D.A., 1996. Using Lognormal Distribution and Lognormal Probability Plots in Probabilistic Risk Assessments. *HERA*, 96-26.
- [A15] Johnson, N.L., Kotz, S., Balakrishnan, N., 1994. *Continuous univariate distributions*. Vol. 1, 2<sup>nd</sup> Edition. John Wiley, New York.
- [A16] Zorzi, P., Barbizzi, S., Ciceri, G., Fajgelj, A., Moore, D., Sansone, U., Perk, M. Terminology in soil sampling (IUPAC Recommendations 2005). *Pure Appl. Chem.*, Vol. 77, No. 5, pp. 827-841, 2005.
- [A17] ISO 18589-1:2005(E). Measurement of radioactivity in the environment — Soil — Part 1: General guidelines and definitions.
- [A18] ISO 18589-2:2007(E). Measurement of radioactivity in the environment — Soil — Part 2: Guidance for the selection of the sampling strategy, sampling and pre-treatment of samples.
- [A19] Guidance on a Sampling Design for Environmental Data Collection for Use in Developing a Quality Assurance Project Plan, EPA QA/G-5S, 2002.
- [A20] Cochran, W. G., 1977. *Sampling Techniques*. JOHN WILEY & SONS.

**ПРИЛОЖЕНИЕ Б Радиометры и спектрометры ионизирующих излучений, применяемые в системе радиационного контроля**

№	Наименование средства измерения (Страна, предприятие-производитель)	Блоки детектирования	Измерение энергий			Измерение активностей			Нестабильность за (время непрерывной работы)		Программное и методическое обеспечение	Комплектация	Особенности
			Вид излучения: диапазон энергий, МэВ	Число каналов	Разрешение (Энергия)	Интегральная нелинейность, менее	Нуклид	Диапазон, Бк/кг	Основная погрешность, не более, %	градуировочной характеристики, менее			
1.	Гамма-бета спектрометр МКС-АТ1315 (РФ, УП "Атомтех")	сцинтилляционный БДГ NaI(Tl) D63x63 мм сцинтилляционный БДБ РС D128X9 мм	гамма: 0,05 - 3,0 бета: 0,15 - 3,5	1024	7,5% (662 кэВ)	1%	Cs-137 Ra-226 K-40 Th-232 Sr-90	2- 10 <sup>6</sup> 3 - 10 <sup>4</sup> 20-2*10 <sup>4</sup> 3- 10 <sup>4</sup> 20 - 10 <sup>6</sup>	20	2% (24 ч) 5% (24 ч)	Прикладное ПО "SPTR". МВИ.МН.1181-2007 Для измерения удельной активности 90Sr, 137Cs и 40K в питьевой воде, продуктах питания, сельскохозяйственном сырье и других объектах окружающей среды	Блок защиты, ПК с принтером, контрольный источник, измерительные сосуды	Непрерывная автоматическая светодиодная стабилизация спектрометрического тракта в процессе измерений • Контроль сохранности градуировки от контрольного радионуклидного источника с активностью, меньшей МЗА • Компьютерная обработка спектров с применением метода максимального правдоподобия
2.	Спектрометр "Прогресс гамма" (РФ, НПП "Доза")	сцинтилляционный NaI(Tl) Ø63x63 мм	0,2 ÷ 2,8	?	10	1%	Cs-137 Ra-226 Th-232 K-40	3 - 8 - 8 - 40 -	10	2% (8 ч)	Пакет программ "Прогресс"; МИ объемной активности Cs-137 в пробах природных вод; Методика измерений объемной активности изотопов Ra-226, Ra-228 в пробах вод;	ПЭВМ, блок защиты, измерительные кюветы; контрольный источник	может быть использован для контроля радиационной обстановки на атомных электростанциях
3.	Гамма-радиометры РКГ-ат1320 (РФ, УП "Атомтех")	сцинтилляционный NaI(Tl) ø63x63 мм	0,05 - 3	512	8	1%	Cs-137 K-40 Ra-226 Th-232	3,7 - 10 <sup>6</sup> 50 - 20000 10 - 10000 10 - 10000	20	3% (24ч)	МВИ.МН 1823-2007 объемной и удельной активной гамма-излучающих радионуклидов Cs-137, K-40, Ra-226, Th-232	блок защиты, контрольная проба, измерительные сосуды	Интеллектуальный блок детектирования спектрометрического типа; встроенная непрерывная автоматическая светодиодная стабилизация энергетической шкалы радиометра, контроль сохранности градуировки и автоподстройка при помощи контрольной пробы на основе KCl; хранение в памяти и автоматическое вычитание фона; алгоритм обработки аппаратного спектра - по "энергетическим окнам"
4.	Спектрометрический комплекс СКС-07П-Г-Сц (РФ, СНИИП)	Сцинтилляционный на основе CsI	0,05 - 3	?	7 (661 кэВ); 0,1% (1332 кэВ)		Cs-137 и Cs-134 K-40	3 - 20 -			специализированное ПО: «Gamma Basic», «Gamma Pro»		
5.	Спектрометрический комплекс "МУЛЬТИРАД" (РФ, Амплитуда)										ПО "Прогресс"	пробоотборное устройство ПУ-5,	
6.	Альфа-радиометр сцинтилляционный "МУЛЬТИРАД-АР" (РФ, Амплитуда)	сцинтилляционный на основе ZnS (Ag); диаметр 70 мм	2 ÷ 9				U-238	180-50×10 <sup>6</sup>	10		ПО «Прогресс»	контрольный источник альфа-излучения; набор кювет	светозащищенный корпус и наличие системы блокировки высокого напряжения при смене образцов, специальные сверхтонкие лавсановые защитные пленки предохраняют детектор от загрязнения частицами вещества счетного образца
7.	Установка спектрометрическая мкс 01А "Мультирад" (РФ, Амплитуда)	сцинтилляционный БДИБ-70-01А сцинтилляционный NaI(Tl) - Ø63x63 мм и/или 150x150	бета: 0,065 - 3 гамма: 0,04 - 3				Sr-90 Cs-137 Ra-226 Th-232 K-40	50 - 10 <sup>8</sup> 3-5×10 <sup>7</sup> 8-5×10 <sup>7</sup> 8-5×10 <sup>7</sup> 20-5×10 <sup>7</sup>	10		методика измерения активности радионуклидов с использованием сцинтилляционного гамма-спектрометра с ПО "Прогресс"	контрольные источники, устройства для подготовки проб, измерительная кювета, свинцовая защита	
8.	СКС-99 "Спутник" (РФ, Амплитуда)	БДФИ-01, БДФИ-02, БДФИ-03	гамма: 0,2 - 3 бета: 0,15 - 4 альфа: 0,5 - 9			1%	Cs-137; I-131 U-238	20 - 1,5x10 <sup>2</sup> - 5x10 <sup>5</sup>	10 15	2% (6 ч)	ПО «Прогресс»; методики измерений изложены в руководстве по эксплуатации	контрольные источники; сосуды Маринелли; измерительный столик с защитой	Позволяет проводить измерения без проведения пробоотбора; всторенные контрольные уровни; высокое быстродействие
9.	Спектрометр энергии гамма-излучения СЕГ-001 "АКП-С"-150 (Украина, Атом Комплекс Прилад)	сцинтилляционный NaI(Tl) 150x100 мм	гамма: 0,2÷3	1024			Cs - 137 Ra-226 K-40 Th-232	0,9 - 2 - 11 - 2 -	25		ПО «AKWin»	Набор измерительных сосудов	Одновременный контроль Sr-90, Cs-137, K-40 и других бета-излучающих нуклидов в нативной пробе. Экспресс-контроль на не превышение ДУ
10.	Gamma Analyst GAM-AN1 (США, Canberra)	ППД из высокоочищенного германия	гамма: 0,05-2				K-40 Cs-137 Ra-226 Th-232	600- 45- 555- 444-			Genie 2000	Сосуды Маринелли, полиэтиленовые бутылки, фильтрующая бумага	высокая степень автоматизации измерений в разных геометриях, приспособленность к контрольным уровням, защита от фона

**Приложение В Перечень и характеристики аппаратуры индивидуального дозиметрического контроля с дозиметрами-накопителями, применяемой в радиационном контроле**

Наименование системы или прибора	Основные характеристики									
	Измеряемые величины	Диапазон измерения доз, мкЗв	Энергия, МэВ:			Основная погрешность, %	Энергетическая зависимость чувствительности, %	Тип детектора	Число циклов использования, не менее	Наличие сертификатов и заключения СИ, СЭЗ, ОИТ
			фотонов;	бета-частиц;	нейтронов					
ДФК-2.1	D <sub>p</sub> (10)	фотоны 50 ÷ 2,5 · 10 <sup>5*</sup>	0,06 ÷ 3,0	обесп.	обесп. (т.н.)	15	20 фотон.	Кассета ИФК-2.3 с фотопленкой и ядерной эмульсией (и активационными детекторами)	1	+ - -
Флюорад-ДРГ-711-РФЛ (ДВГ-713-РФЛ)	H <sub>p</sub> (10)	фотоны 2,5 · 10 <sup>2</sup> ÷ 5 · 10 <sup>6</sup>	0,035 ÷ 3,0			30 20 (> 10 мЗв)		РФЛ-фосфатное стекло	100	+ - -
ДВГ-02Т	H <sub>p</sub> (10), H <sub>p</sub> (3), H <sub>p</sub> (0,07)	фотоны 0,5 ÷ 1 · 10 <sup>6</sup> (ТЛД-500К) 20 ÷ 1 · 10 <sup>7</sup> (ДТГ-4)	0,015 ÷ 3,0	для ДТГ-4		30 15 (> 10 мЗв)		Детекторы ТЛД-500К (Al <sub>2</sub> O <sub>3</sub> ) и ДТГ-4 (LiF)	500	+ - -
КИД-08С(М)	D <sub>p</sub> (10)	фотоны 5 · 10 <sup>2</sup> ÷ 1,5 · 10 <sup>7*</sup> бета-частицы 10 <sup>5</sup> ÷ 3 · 10 <sup>7</sup> нейтроны 50 ÷ 1,5 · 10 <sup>7*</sup>	0,08 ÷ 1,3	0,2 - 10	(2,5 · 10 <sup>-8</sup> ÷ 14)	20	20 фотон.	фотоны 1 детектор ТЛД-400 (ДТГ-4) бета-частицы 1 детектор ТЛД-580	200	+ - -
«Сапфир-001»	H <sub>p</sub> (10)	фотоны 10 ÷ 2 · 10 <sup>5</sup> бета-частицы 1 · 10 <sup>2</sup> ÷ 5 · 10 <sup>5</sup>	0,015 ÷ 3,0	0,5 ÷ 3	-	40		4 детектора ТЛД-500К (в компл. от 100 до 1000 шт.)	500	+ - -

Примечание. \* - поглощенная доза в мкГр

**Приложение Г. Миниатюрные электронные прямопоказывающие дозиметры для индивидуального и оперативного контроля**

Наименование системы или прибора	Основные характеристики							
	Измеряемые величины	Диапазон измерения мощности дозы, мкЗв	Энергия, МэВ:	Основная погрешность, %	Энергетическая зависимость чувствительности, %	Пороги сигнализации	Тип детектора	Наличие сертификатов и заключения СИ, СЭЗ, ОИТ
ДКГ-01И	H*(10)	0,1 - 10 <sup>6</sup>	0,05 - 3,0	25	25	есть	1 счетч. СИ-29БГ, 1 счетч. СИ-34Г	---
ДБГ-01Н	H <sub>p</sub> (10)	0,1 - 100 (0,1 - 10 <sup>3</sup> - поиск.)	0,04 - 3,0	25	25	нет	2 счетч. СБМ-20	+ --
ДБГ-04А	H <sub>p</sub> (10)	0,1 - 10 <sup>2</sup>	0,05 - 3,0	15	25	нет	4 счетч. СБМ-20	+ --
DG-101	H <sub>p</sub> (10)	0,1 - 10 <sup>4</sup>	0,08 - 6,0	25	20	нет	Si ППД с фильтром	---
ДКГ-12ПЗ (ДКГ-15П)	H <sub>p</sub> (10)	0,1 - 5 · 10 <sup>6</sup>	0,05 - 3,0	25	30	есть	1 счетч. СИ-29БГ, 1 счетч. СИ-34Г	---
ДКР-04 (ДКР-01)	H <sub>p</sub> (10)	10 - 10 <sup>7</sup>	1 - 5 · 10 <sup>4</sup>	20	30 относит. ( 60 кэВ)	есть	Si ППД с фильтром	+ --
ДКГ-05Д (ДКГ-04Д)	H <sub>p</sub> (10)	1 - 10 <sup>7</sup>	0,05 - 3,0	-30	30	есть	2 шт. Si ППД	+ --
ДКГ-03Д «Грач»	H*(10)	0,1 - 10 <sup>3</sup>	0,05 - 3,0	<sup>3</sup> 15	25 относит. (662 кэВ)	есть	счетчик Гейгера-Мюллера	+ --
ДИН-01*	H*(10)	0,05 - 10 <sup>7</sup> 1 - 10 <sup>7****</sup>	0,02 - 10,0	15	35	есть	Сцинтилл. полист. с доб. тяж. метал. 8×10 мм	+ --
ДКБН-01	H <sub>p</sub> (10)	10 <sup>2</sup> - 10 <sup>6</sup>	2,5 · 10 <sup>-8</sup> - 0,8 - 14	30	50	есть	Si ППД с фильтром	---
ДКГ-14П	H <sub>p</sub> (10)	1 - 10 <sup>5</sup>	0,02 - 3,0	25	25(E <sub>фот</sub> > 0,05 МэВ)	есть	Счетчик СБМ-21 в корпусе наручных часов	---
ДКГ- 02**** («Лотос-7»)	H <sub>p</sub> (10)	0,1 - 3·10 <sup>3</sup>	0,06 - 3,0	~ 15		есть	Счетчик СБТ-9	+ --
«Фотон»	H <sub>p</sub> (10)	1 - 10 <sup>7</sup>	0,05 - 3,0	~ 25	30 (662 кэВ)	есть	2 Si диода с S = 1 мм <sup>2</sup> и S = 0,025 мм <sup>2</sup>	---
ДКГ-10 («Вега»)	H*(10)	0,1 - 10 <sup>7</sup>	0,05 - 3,0	~ 25	25 (662 кэВ)	есть	4 счетч. СБМ-20, 1 сч. СИ-38	---

Примечание \* - ДИН-01 - прямопоказывающий дозиметр системы индивидуальной дозиметрии ДИН, модификация дозиметра ДКГ-05Д с торцевой индикацией используется в системе АСИДК; \*\*\* - мощность дозы импульсного фотонного излучения; \*\*\*\* - ДКГ-02 - прямопоказывающий дозиметр системы ИДК гамма-излучения, новый сертификат СИ получен на первый отечественный прямопоказывающий сигнальный дозиметр ДКС-04, не вошедший в таблицу и измеряющий величины