

ОПЫТ СОЗДАНИЯ И ЭКСПЛУАТАЦИИ УСТАНОВОК ДЛЯ ПЕРВИЧНОЙ ХАРАКТЕРИЗАЦИИ ОТХОДОВ ЯДЕРНЫХ УСТАНОВОК

Л. Джбанек

г. Брно, Чешская Республика

Статья поступила в редакцию 01 марта 2021 г.

В статье рассмотрены вопросы методического и аппаратного обеспечения характеристики партий радиоактивных отходов, в том числе проведения измерений радиационных характеристик материалов с целью принятия решения об их выводе из-под регулирующего контроля. Приведена оценка неопределенностей и их влияния на результат измерений. Продемонстрирован опыт Чешской компании АО «ВФ» по созданию автоматизированных установок для решения данной задачи, приведены примеры таких установок, эксплуатируемых в различных странах.

Ключевые слова: радиоактивные отходы, вывод из под регулирующего контроля, АО «ВФ», пластиковые сцинтилляторы, коэффициенты масштабирования, ключевые радионуклиды, сложнодетектируемые радионуклиды, радионуклидный вектор, вывод из эксплуатации, геометрия измерений.

Введение

Основой эффективного обращения с радиоактивными отходами (РАО) при эксплуатации и выводе из эксплуатации объектов использования атомной энергии (ОИАЭ) является их разделение по радиологической опасности, включая их вывод из-под регулирующего контроля. Для решения этой задачи в настоящее время широко используются полностью автоматизированные установки, так называемые **FRM** (Free-Release-Measurement), производства чешской компании АО «ВФ» (VF a.s.). АО «ВФ» занимается производством такого оборудования уже почти 20 лет, и по мере развития измерительной техники и требований законодательства различных стран, в которые данное оборудование уже поставлялось, постепенно совершенствовались их модели. Измерительные установки FRM являются лишь частью в цепочке процесса вывода

материалов из-под регулирующего контроля, и их конструкция определяется рядом факторов. Статья направлена на то, чтобы выделить в данной цепочке эти факторы, которые определяют требования к самому устройству FRM. Например, речь идет о размере контейнера, в котором производятся измерения, максимальном весе партии материалов, выбранной технологии для конкретного типа измеряемых материалов, возможности гибридных подходов и т. д. Эти факторы важны, поскольку они непосредственно определяют требования к оборудованию и подготовке материала для измерений, определению SFs (масштабирующих коэффициентов) и их неопределенностей, установлению других неопределенностей, например, связанных с неоднородностью заполнения упаковки, неравномерностью распределения активностей

радионуклидов по материалу и т. д. В статье охвачены все стадии организации процесса измерений, начиная от подготовки материала для измерений до обеспечения качества и подготовки обслуживающего персонала. Последняя тема рассмотрена в контексте системы программного обеспечения (ПО) для установок FRM, частью которой является система WAMIS (Waste Activity Management Information System). В заключение проанализирован опыт эксплуатации конкретных установок FRM, производства АО «ВФ».

Характеризация радиоактивных отходов и процесс освобождения материалов из под регулирующего контроля

Разделение РАО по степени их радиологической опасности является одним из важнейших этапов с точки зрения обеспечения безопасного обращения и повышения эффективности деятельности по обращению с отходами. Наибольшую важность здесь представляют действия по освобождению партий материалов из-под контроля регулирующих органов, что позволяет значительно сократить объем материала, относящегося к категории РАО, которые требуют специальных мер по его обработке и захоронению. Основой для реализации таких действий являются положения национального законодательства в этой области, которые могут отличаться

в разных странах. В рамках данной статьи автор не планирует заниматься анализом этих требований, а только хочет указать на часто игнорируемый контекст и теоретическую область возможных исключений в процессе освобождения материалов из-под контроля (так называемое «условное освобождение»).

Критериями для освобождения материалов являются удельные активности отдельных категорий радионуклидов. В их основе лежит общепринятый в мире дозовый критерий — 10 мЗв/год [1, 8, 9, 11, 17].

С помощью различных концептуальных и математических моделей, которые мы не будем здесь рассматривать, были определены общие уровни для освобождения материалов, выраженные удельной активностью для каждого радионуклида или группы радионуклидов. Например, типичные ключевые (реперные) радионуклиды ^{60}Co и ^{137}Cs каждый из которых оказывает различное воздействие на человека при попадании в окружающую среду (отличается в 2–3 раза), однако предел одинаков для обоих — обычно 100 Бк/кг [4, 10], хотя ранее устанавливались и иные, менее жесткие значения — 300, 400 Бк/кг [3, 5, 6, 10, 12].

Уже на этом уровне наблюдается определенный консерватизм, который дальше не учитывается, и подавляющее большинство методик освобождения материалов из-под контроля

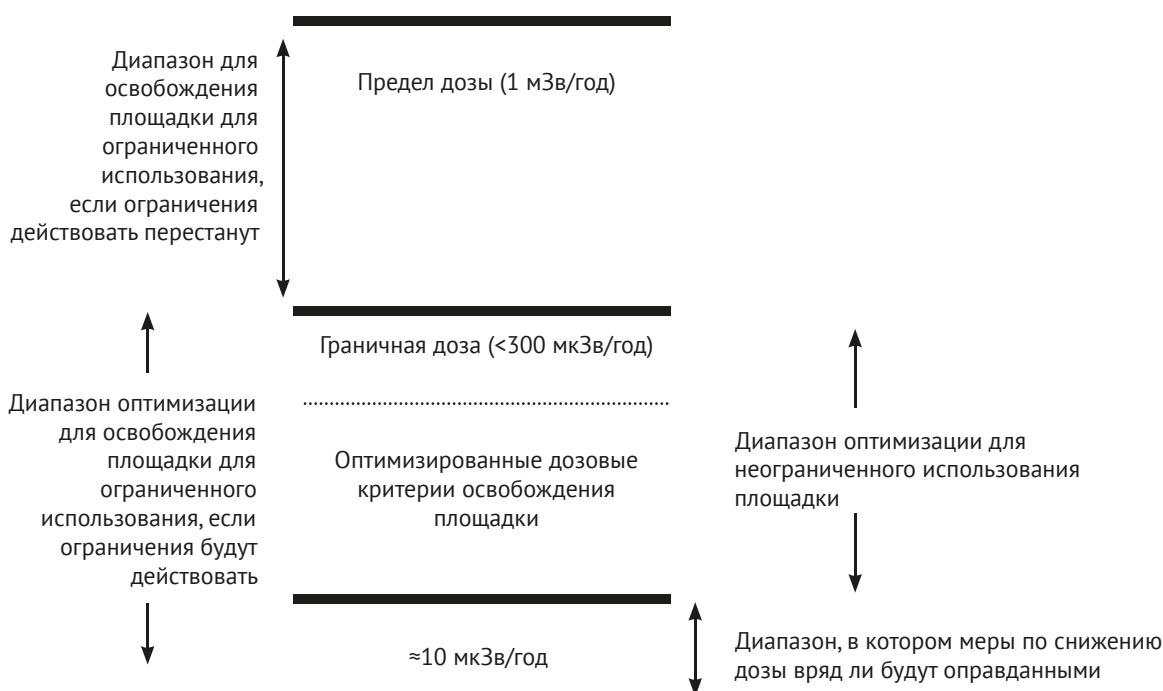


Рис. 1. Оптимизация граничных доз и диапазоны эффективной дозы в отношении членов критической группы при освобождении площадок [1]

базируются именно и только на общих значениях — например, 100 Бк/кг для ^{60}Co , ^{137}Cs и т. д. Однако те же концептуальные и математические модели предусматривают, что использование материалов далее не контролируется. Если их использовать, например, для строительства подъездных путей в виде щебня железнодорожных насыпей и т. п., то уровни такого условного освобождения могут быть в 10–30 раз выше уровней освобождения далее неконтролируемого материала (рис. 1). Это позволит не заполнять ими хранилище для низкоактивных отходов.

Критерием (коэффициентом) освобождения для партии радиоактивного материала (ПРМ) является выполнение следующего условия (правило сумм):

$$S + \Delta S \leq 1, \quad (1)$$

$$S = \sum_{i=1}^n \frac{C_i}{C_i^{clr}}, \quad (2)$$

$$\Delta S = \sqrt{\sum_{i=1}^n \left(\frac{C_i}{C_i^{clr}} \right)^2}, \quad (3)$$

где S — сумма отношений удельных активностей контролируемых радионуклидов к уровню освобождения, перечень которых предварительно устанавливается для ПРМ;

ΔS — правая граница одностороннего доверительного интервала S ;

i — условный порядковый номер контролируемого радионуклида;

C_i — измеренная удельная активность i -го радионуклида в ПРМ;

C_i^{clr} — уровень освобождения (удельная активность) i -го радионуклида в ПРМ, приведенный в нормативных документах;

ΔC_i — правая граница одностороннего доверительного интервала измеренной удельной активности i -го радионуклида, определяемая рядом факторов, включая статистическую неопределенность, погрешности калибровки измерительного тракта, масштабирующих коэффициентов для трудноизмеримых радионуклидов и др.

n — число контролируемых радионуклидов, предварительно установленных для ПРМ.

Отметим, что все составляющие полной неопределенности в ранее предложенных выражениях должны соответствовать одной и той же доверительной вероятности, а сам результат измерения без оценки его неопределенности в указанном доверительном интервале не может быть признан достоверным.

Основные положения, требующие решения при создании систем характеристики и вывода из-под регулирующего контроля радиоактивных материалов

При реализации действий по характеристике радиоактивных материалов существует ряд положений, которые должны быть рассмотрены и приняты для их успешного применения. Среди них могут быть выделены нижеследующие:

Усреднение, разрешенное органом регулирования

Пределы уровней освобождения материалов незначительно отличаются в разных странах и более или менее близки к одним и тем же уровням (например, 0,1 Бк/г для ^{60}Co , ^{137}Cs). Однако очень часто условия для возможности усреднения разнятся. Измерительная аппаратура в основном способна определять общую активность контейнера или упаковки. После установления масс пустого и наполненного радиоактивным материалом контейнера и получения массы нетто радиоактивного материала, после измерения его активности может быть рассчитана его усредненная удельная активность. Влияние неопределенности измерения путем взвешивания обычно составляет менее 1%. Однозначно, это наименее критичный параметр для общей неопределенности измерений. Понятно, что активность материала в различных точках упаковки может варьировать от среднего значения в ту или иную сторону. Однако в разных странах предъявляются существенно отличные требования максимально возможному значению усреднения. В основном этот диапазон составляет от 1 до 300–1000 кг, в некоторых исключительных случаях допускается проводить усреднение до 5000 кг.

Ограничение размера и объема измерительного контейнера

Второе ограничение касается размера измеряемой упаковки. Этот параметр также часто сильно отличается, хотя, как правило, измерениям подвергаются стандартные 200-литровые бочки для хранения материалов. Тем не менее требований к конкретной геометрии нет и именно оператор, иногда даже производитель оборудования, должен обосновывать принятые технические решения перед органом регулирования.

Выбор измерительной геометрии чрезвычайно важен. Эффект самоэкранирования измеряемого материала существует для любого метода измерений, поскольку он является

объективным физическим явлением. Он проявляется тем значительнее, чем больше плотность измеряемого материала, точнее его объемная масса. Для минеральной ваты или пластика этот эффект не является существенным (приблизительно до 1000 кг/м^3), но для бетонной крошки ($1000\text{--}2000 \text{ кг/м}^3$) или для металлических отходов (до 7800 кг/м^3) весьма значителен.

Наибольшая эффективность достигается при использовании измерительного контейнера, форма которого считается максимально приближенной к «сфере», т. е. наименьшему соотношению между объемом и поверхностью, но на практике для систем с 4л-геометрией расположения детекторов часто применяется форма, приближенная к кубу. В случае «рамных» систем, когда измерительный контейнер с материалом проходит через раму с детекторами, поперечное сечение приближается к квадрату (поверхность/периметр — минимальное соотношение). Однако этот фактор, хотя и кажется логичным и его решение путем оптимизации выгодным, в конечном итоге оказывается недостатком. На практике 5–10-сантиметровый слой измеряемого материала оказывает статистически в 10–100 раз большее влияние на результат измерения, чем следующие слои, расположенные глубже в контейнере.

Это требует учета в применяемой методике измерений. При этом могут применяться различные подходы:

- 1) вводится очень консервативный подход — ограничение допустимого объемного веса, при этом не используются возможности проектной мощности установки;
- 2) в измеренную удельную активность вводится консервативная константа, за счет чего приемочное значение (измеренная активность, при которой отходы выводятся из-под регулирующего контроля) снижается, что приводит к увеличению объема материала, который не подлежит освобождению из-под контроля;
- 3) вводятся повышенные требования по подготовке материала к измерению, характеристика каждого фрагмента в измерительном контейнере, обеспечение высокой однородности распределения радиоактивного материала в контейнере, что приводит к увеличению требований на подготовительном этапе.

Есть и альтернативный подход, например, можно проанализировать эту проблематику уже на начальном этапе и принять вариант «тонкой» геометрии измерения, т. е. геометрии, при которой расстояние между детекторами установлено таким образом, чтобы поток материала, проходящего вдоль детекторов, был как можно более

«тонким», даже ценой того, что производственная мощность такой системы будет не совсем эффективна. Напротив, если оператор установкой способен обеспечить однозначную однородность (гомогенность) измеряемого материала в контейнере, например, бетон гомогенизируется путем дробления и перемешивания, то можно эффективно измерить такой материал с помощью высокопроизводительного оборудования с «глубоким» контейнером.

Влияние на неопределенность измерения этого параметра обычно составляет 10% и более, но неопределенность даже 100% в сложных геометрических конфигурациях не является исключением.

Измерение сложнодетектируемых радионуклидов

Сложнодетектируемыми радионуклидами (DTM-RN) являются прежде всего радионуклиды альфа- и бета-активные, однако к ним относятся и гамма-активные радионуклиды, испускающие низкоэнергетическое излучение, например ^{241}Am . Вопрос методологии их измерения не будет подробно обсуждаться в этой статье. Рассмотрим вопрос, при каких обстоятельствах вклад сложнодетектируемых радионуклидов (DTM-RN) в критерий освобождения от регулирующего контроля может быть значимым, а когда он повлияет только на его неопределенность. Еще более важно понимать, какое количество DTM-RN вообще следует включать в список измеряемых при принятии решения об освобождении материала от регулирующего контроля. Радионуклиды, содержащиеся в составе измеряемого материала, можно условно разделить на «ключевые» (реперные) (KEY-RN) и сложнодетектируемые радионуклиды (DTM-RN), математически связанные с KEY-RN факторами, которые в случае спектрометрии называют масштабными коэффициентами (SF) и в случае метода измерения общей гамма-активности (Total Gamma) — радионуклидными векторами (RVN) [2, 6].

Следует определить разумную границу, найдя баланс между сокращением затрат и времени и консерватизмом подхода при определении перечня таких радионуклидов. Ни одно измерительное устройство не будет иметь нулевого значения минимальной детектируемой активности (MDA). Следовательно, при измерении любого материала минимальная достоверно измеренная активность будет равна MDA. Если принять «бесконечный» перечень DTM-RN радионуклидов, которые могут определять критерий

освобождения, то, умножив MDA на «бесконечный» ряд SF отдельных теоретических DTM-RN и просуммировав получившиеся значения, мы можем прийти к критерию освобождения больше, чем 1, для материала, который является «чистым». Влияние на неопределенность измерения этого параметра обычно составляет 5–10% и более, но и 50%-я неопределенность не является исключением в тех случаях, когда SF не может быть точно определен.

Выбор типа измерения

Какую систему измерения выбирать — с пластиковыми сцинтилляторами, сцинтилляционными кристаллами NaI(Tl), технологию HPGe или комбинации этих методов, — мы обсудим в общих чертах в конце этой статьи. Существуют и другие типы специальных сцинтилляционных детекторов, например для обнаружения нейтронов в смешанных полях, а также устройства анализа, например NGA-01 [16, 7], но они редко связаны с процессом освобождения из-под контроля, и поэтому мы не будем их обсуждать.

Влияние типа детектирующего устройства на неопределенность измерения обычно составляет 1–5%. Здесь важно понять, что факторы выбора геометрии, проблематика DTM-RN оказывают более существенное влияние, чем само измерение активности, данное выбором физического принципа измерения.

Обеспечение качества

Качество измерительной установки во многом определяется точностью и стабильностью измерительной технологии. Программное обеспечение WAMIS (ПО WAMIS) — вышестоящая система программного обеспечения установки FRM, содержит функции, требующие ежедневных, ежемесячных, ежегодных регулярных проверок с применением контрольных точечных источников, типовых фантомов измеряемого материала, а также регулярных проверок системы взвешивания и т. д.

Запись произведенных измерений хранится в базе данных, поскольку выполненные проверки являются одним из условий достоверности реального измерения.

Помимо метрологического обеспечения качества, ПО WAMIS/FRM также в максимально возможной степени обеспечивает защиту от ошибок, вызванных человеческим фактором — обслуживающим персоналом. Пользователи и операторы входят в систему через защищенные учетные записи, кроме того, идентификационные

данные оператора фиксируются в итоговых протоколах.

Проверки соответствия измерения массы, степени и однородности заполнения контейнера, неоднородности распределения активности внутри измеряемого контейнера или сегмента контейнера являются неотъемлемой частью процесса измерения.

Методический подход выбора оптимальной технологии

Измерения в целях характеристики и освобождения радиоактивных материалов сопровождаются конкретными процедурами, связанными с определенным оборудованием, принципом измерения, формой и размерами контейнера, свойствами освобождаемого материала, а также внешними условиями, в которых происходит процесс (например, в Чернобыльской зоне наблюдается необычно высокий гамма-фон, в основном формируемый радионуклидом Cs-137; этот факт оказывает значительное влияние на само измерение).

На выбор принципа измерения, какими бы ни были косвенные, неразрушающие методы измерения, в первую очередь влияет измеряемый материал, его теоретическая радионуклидная характеристика, размер фрагментов, размер измерительного контейнера, в котором он находится. Кроме того, оказывает влияние равномерность заполнения материалом измерительного контейнера, однородность самого материала и, что не менее важно, однородность распределения загрязнения в его объеме.

Измерительная аппаратура, как правило, имеет возможность автоматически проверять лишь часть вышеперечисленных свойств, а еще меньшую ее часть способна компенсировать с применением расчетных оценок. Например, процедура измерения массы контейнера вместе с его известным объемом и контролем высоты наполнения дадут измерительной системе информацию о среднем объемном весе материала. Однако все остальные параметры или их неопределенность будут компенсироваться консервативным включением соответствующих факторов в неопределенность результата измерений. Единственный способ свести эти неопределенности к минимуму — это выбрать оптимальную геометрию измерения и способ подготовки материала перед измерением.


Вместе с тем даже часто упоминаемые спектрометрические системы с использованием полупроводниковых германиевых детекторов (HPGe) не могут провести измерения

содержания DTM-RN, и те же неопределенности, вызванные неопределенностями определения масштабирующих коэффициентов, будут присутствовать, как в системах на основе пластмассовых сцинтилляционных детекторов

(Total Gamma), — радионуклидных векторах (RNV) [2, 6].

В приведенной ниже таблице обобщен возможный методологический подход при выборе оптимальной технологии измерения.

Методологический подход при выборе оптимальной технологии



	1	2	3	4
Ключевые ограничения, разделение	Не содержит природных радионуклидов или содержит их незначительное количество	Содержит значительное количество природных радионуклидов	Содержит много различных ключевых радионуклидов, которые не могут быть безопасно разделены партиями	Гибридные решения
Технологии	Детекторы сцинтилляционные пластмассовые, геометрия близкая к 4π	Сцинтилляционные детекторы NaI(Tl), геометрия измерения – проход через раму	HPGe-детекторы, геометрия измерения – проход через раму	FRM-02 + FRM-03
FRM производства АО «ВФ»	FRM-02, FRM-02B	FRM-06	FRM-03	FRM-02C
Типичное использование	Освобождение металлических отходов, строительного щебня с постоянной удельной активностью ⁴⁰ K	Освобождение строительных отходов	Освобождение материала с ранее неизвестными ключевыми радионуклидами	Освобождение не только металлических отходов, но и строительных отходов с измерением ⁴⁰ K и статистическим контролем ключевых радионуклидов
Однозначные преимущества метода	Однозначно самое высокое соотношение между производительностью и ценой установки. Возможность продолжения измерения даже в случае выхода из строя нескольких детекторов	Хорошая скорость измерения, возможность дифференциации ⁴⁰ K и ключевых радионуклидов ⁶⁰ Co, ¹³⁷ Cs	Спектрометрическое измерение всех гамма-излучающих измеримых радионуклидов с возможностью прямого преобразования DTM при помощи SF	Преимущества метода аналогичны системе FRM-02 (см. 1), с возможностью обнаружения значительного отклонения от заданного радионуклидного состава
Недостатки решения	При незнании ключевого радионуклида, более высокая степень консерватизма, а также при более высоком содержании ⁴⁰ K и других природных радионуклидов	Необходимость обеспечения стабилизации измерительного тракта. При выходе из строя только одного детектора, устройство выходит из строя в целом	Необходимо охлаждение детекторов, что усложняет технологию. Когда хоть один детектор выходит из строя, устройство выходит из строя. Высокая цена устройства	Статистический контроль сильно зависит от однородности измеряемого материала и значительно удлиняет время измерения. Высокая цена устройства
Приблизительная производительность	4–8 т/ч	10 т/ч	0,5–2 т/ч	10 т/ч

Для выбора оптимальной технологии рекомендуется использовать алгоритм подбора, двигаясь по таблице слева направо. По умолчанию используется Метод 1, если это

невозможно из-за ограничений, то применяется Метод 2, если далее нет соответствия, то применяется Метод 3 и в качестве альтернативы — Метод 4.

Опыт применения установок FRM

АО «ВФ» вывела свою первую модель **FRM-02** (АЭС Козлодуй, Болгария) [19] на рынок в 2004—2006 годах (рис. 2) [13]. В ней использовались только пластиковые сцинтилляционные детекторы, которые были расположены в геометрии, очень близкой к 4π. Детекторы, общим количеством 32 шт., располагались с шести сторон вокруг контейнера с материалом. Каждый из них имел объем 6 дм³. Коэффициент охвата детекторами внутренней поверхности камеры составлял 48 %, охват пространственного угла детекторов от центра камеры — 53 % (именно этот параметр считается очень близким к 4π). Измерительная камера экранирована свинцовыми блоками толщиной 5 см. Уже эта модель была оборудована функцией расчета коэффициента освобождения по заданному радионуклидному вектору (РНВ) и вычету фоновых показаний, вызванных природными радионуклидами, особенно ⁴⁰K. Кроме того, эта установка оснащена функцией обнаружения потенциальной неоднородности, так называемое обнаружение горячих точек (hot-spot detection).



Рис. 2. FRM-02, АЭС Козлодуй, Болгария

Модифицированная модель **FRM-02B** [13] была поставлена для Игналинской АЭС (Литва) (рис. 3, 4) [20]. Модификация установки была направлена в первую очередь на сокращение времени выполнения измерений и тем самым на увеличение пропускной способности системы. На практике было установлено, что фактическое время измерения (максимум 3 минуты, обычно 30—60 секунд на 1 м³/1000 кг отходов) составляло лишь небольшую часть общего времени цикла, включавшего в том числе размещение контейнера на установке вилочным погрузчиком, перемещение контейнера конвейером в измерительную камеру и обратно, поэтому конвейер



Рис. 3. FRM-02B, Игналинская АЭС, Литва



Рис. 4. FRM-02B, Игналинская АЭС, Литва

был оборудован двумя погрузочными позициями в виде буквы «Т». Эта конструкция обеспечивает в реальном времени средний цикл измерения менее 8 минут, что доказано практически испытаниями (консервативно объявленная минимальная производительность — 6 т/ч).

Следующая модификация этой установки — **FRM-02C** [13] — была поставлена для АЭС Яс-ловске Богунице (Словакия) (рис. 5). Ее основным конструктивным отличием по сравнению с **FRM-02B** является то, что она дополнительно снабжена расположенным сверху полупроводниковым детектором на основе особо чистого германия (HPGe). Благодаря этому можно:

- проверить грубые отклонения от заявленного радионуклидного вектора (РНВ);
- проводить статистические тестирования, т. е. расширить выбранные измерения, в соответствии с методикой, с целью более точной проверки правильности РНВ.

Далее конструкция была изменена таким образом, чтобы устройство разделяло чистую зону и ЗКД (зону контролируемого доступа), оно является проходным и содержит двое экранированных ворот. Были доработаны конвейер и приводы экранирующих ворот измерительной камеры.



Рис. 5. FRM-02C, АЭС Ясловске Богунице, Словакия

Эти изменения позволили повысить минимальную производительность установки **FRM-02C** до 10 т/ч, что делает ее самой производительной среди установок с геометрией, близкой к 4л.

Кроме FRM-02C, на АЭС Ясловске Богунице были поставлены установки **FRM-06** [14] и **FRM-24** [15] (рис. 6, 7).

Модель **FRM-06** (АЭС Ясловске Богунице, Словакия) предназначена для спектрометрических измерений. В ней используются 6 крупнообъемных сцинтиляционных детекторов на основе NaI(Tl), которые, размещены на измерительной раме: 3 сверху и 3 снизу. Они охватывают «тонкий» измерительный контейнер размером 3300×2000×500 мм. Этот метод представляет собой компромисс между дорогостоящей спектрометрией с использованием германиевых полупроводниковых детекторов и высокой эффективностью пластиковых сцинтилляторов.

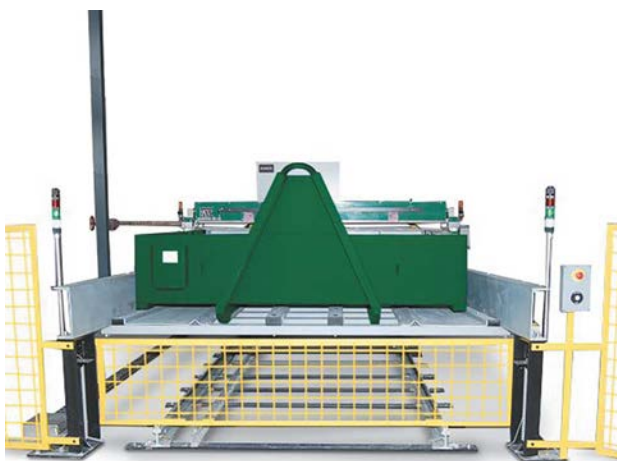


Рис. 6. FRM-06, АЭС Ясловске Богунице, Словакия

При этом данная конструкция позволяет не только решить, загрязнен ли материал в контейнере ключевым (реперным) радионуклидом ^{60}Co или ^{137}Cs , но и правильно измерить удельную активность природных радионуклидов, например ^{40}K . Для методов, основанных исключительно на пластиковых сцинтилляторах, поправка на ^{40}K решается путем умножения значений из базы данных на чистую массу отходов, что является правильным подходом, но приводит к более высокой неопределенности.

Также стоит отметить модель **FRM-24** [15] (АЭС Ясловскэ Богунице, Словакия), которая рассчитана на относительно небольшое количество отходов. Технология сочетает в себе пластиковые сцинтилляторы большого объема и NaI(Tl) детекторы большого объема, встроенные в конструкцию проходного измерительного туннеля.

Новейшей моделью в линейке продукции АО «ВФ» является установка **FRM-03** [18, 21], которая успешно введена в опытную эксплуатацию на Чернобыльской АЭС (рис. 8).

Установка имеет измерительный контейнер объемом около 3 м³ и полную массу (брутто) до 5000 кг (рис. 8, 9). Контейнер многократно проходит через измерительную раму, снабженную тремя полупроводниковыми германиевыми детекторами с 40%-й относительной эффективностью (рис. 10). Такой большой размер контейнера, с одной стороны, позволяет снизить временные затраты на подготовку отходов (фрагментирование), с другой — предъявляет более жесткие требования к методике измерения материала и его подготовке к выводу из-под регулирующего контроля. Практика показывает, что для достижения наибольшей эффективности надо очень четко учесть все факторы в целом.



Рис. 7. FRM-24, АЭС Ясловске Богунице, Словакия



Рис. 8. FRM-03, Чернобыльская АЭС, Украина

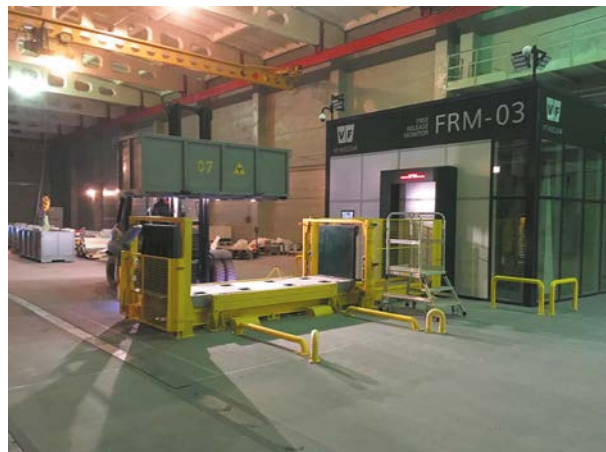


Рис. 9. FRM-03, Чернобыльская АЭС, Украина. Загрузка
контейнера вилочным погрузчиком



Рис. 10. FRM-03, Чернобыльская АЭС, Украина. Измерительная
рама с полупроводниковыми германиевыми детекторами
в экранирующем туннеле из низкофонового материала

Заключение

В данной статье описаны основные виды автоматического оборудования, используемого для освобождения материалов из-под контроля регулирующего органа в стандартизированных измерительных контейнерах. Автором здесь не рассматривались варианты так называемых *in situ* (на месте) измерений крупногабаритных объектов, значительно более затратных по времени и сложных по методике, а также с высокими требованиями к оборудованию и персоналу, который его обслуживает.

Статья, с одной стороны, поверхностно суммирует вызовы и проблематику, возникающие в процессе освобождения материалов из-под контроля регулирующего органа, а с другой — обозначает трудности в целом. Она представляет собой краткое изложение общих подходов, типов технологий и основных рекомендаций.

При рассмотрении факторов, определяющих оптимальность технических решений при измерительном контроле отходов, отмечено, что крайне важен не только тип оборудования, но и иные факторы, ключевым из которых является геометрия измерений, в т. ч. размер контейнера.

АО «ВФ» способно предложить решение любым заказчикам и при необходимости учесть нормативные и методические требования, установленные в конкретной стране. Это один из немногих производителей, который благодаря своему ноу-хау и многолетнему опыту не только способен проектировать, разрабатывать и производить оборудование, но и может оказать консультационную помощь при разработке методик выполнения измерений и процедур освобождения материалов из-под регулирующего контроля.

Литература

1. Освобождение площадок от регулирующего контроля после завершения практической деятельности. Руководство по безопасности. Серия норм МАГАТЭ по безопасности, № WS-G-5.1. Вена, МАГАТЭ, 2008. URL: https://www-pub.iaea.org/MTCD/Publications/PDF/Pub1244r_web.pdf.
2. IAEA-TECDOC-1537. Strategy and Methodology for Radioactive Waste Characterization. Vienna, 2007. URL: https://www-pub.iaea.org/MTCD/Publications/PDF/te_1537_web.pdf.
3. 307/2002 Sb. VYHLÁŠKA Státního úřadu pro jadernou bezpečnost str. 123, tab. 1. Постановление Государственного учреждения по ядерной безопасности Чешской Республики, 123 с., табл. 1. (на чешск.). URL: https://www.sujb.cz/fileadmin/sujb/docs/legislativa/vyhlasaky/7_307_2002_Sb.pdf.
4. COUNCIL DIRECTIVE laying down basic safety standards for protection against the dangers arising from exposure to ionising radiation 2011/0254

(NLE). Brussels, 2012. URL: <https://eur-lex.europa.eu/LexUriServ/LexUriServ.do?uri=COM:2012:0242:FIN:EN:PDF>.

5. Radiation Protection 134. Evaluation of the application of the concepts of exemption and clearance for practices according to title III of Council Directive 96/29/Euratom of 13 May 1996 in EU Member States. Volume 2: Appendices. Issue № 134. European Communities, 2003. URL: https://ec.europa.eu/energy/sites/ener/files/documents/134_appendice.pdf.

6. Варлаков А. П., Сергеечева Я. В., Ивлиев М. В., Варлакова Г. А., Горбунов В. А., Карлин С. В. Применение методологии радионуклидного вектора для определения активности сложнодетектируемых радионуклидов в потоках РАО // Радиоактивные отходы. 2020. № 1 (10). С. 85–91. DOI: 10.25283/2587-9707-2020-1-85-91.

7. Matěj Z., Mravec F., Jančář A. et al. Comparison of Neutron-Gamma Separation Qualities of Various Organic Scintillation Materials and Liquid Scintillator LSB-200 // Journal of Nuclear Engineering and Radiation Science. 2020. NERS-20-1133. Pp. 1–5. DOI: <https://doi.org/10.1115/1.4048767>.

8. Mundigl S. Radiation Protection Requirements on Exemption and Clearance in the European Union. URL: <https://www.iaea.org/sites/default/files/20/11/rasa-exemptionandclearancemundigl.pdf>.

9. Radiation protection 122. Practical Use of the Concepts of Clearance and Exemption — Part II: Application of the Concepts of Exemption and Clearance to Natural Radiation. URL: https://ec.europa.eu/energy/sites/ener/files/documents/122_part2.pdf.

10. IAEA-TECDOC-855. Clearance levels for radionuclides in solid materials. Application of exemption principles. Interim report for comment. Table I.3. Summary of results of studies on clearance levels for recycling (Bq/g). Vienna, IAEA, 1996. URL: https://www-pub.iaea.org/MTCD/Publications/PDF/te_855_web.pdf.

11. IAEA-TECDOC-855. Clearance levels for radionuclides in solid materials. Paragraph 2.2.

Radiological protection criteria. Vienna, IAEA, 1996. URL: <https://www.nrc.gov/docs/ML0036/ML003676512.pdf>.

12. Radiation protection 114. Definition of Clearance Levels for the Release of Radioactively Contaminated Buildings and Building Rubble. Final Report Contract C1/ETU/970040. Aachen, 1999. Table 5–4: Derived clearance levels for buildings and building rubble. URL: <https://ec.europa.eu/energy/sites/ener/files/documents/114.pdf>.

13. FRM-02. Монитор для освобождения материалов в окружающую среду. URL: <https://www.vfnuclear.com/ru/products-ru/free-release-monitor-frm-02-ru>.

14. FRM-06. Монитор для освобождения крупногабаритных материалов в окружающую среду. URL: <https://www.vfnuclear.com/ru/products-ru/facility-for-free-release-of-large-volume-material-frm-06-ru>.

15. FRM-24. Монитор для освобождения материалов в окружающую среду. URL: https://www.vfnuclear.com/files/upload/produkty/FRM-24/B-04-A0003ru_200120_FRM-24.pdf.

16. NGA-01. Анализатор нейтронного и гамма-излучения. URL: <https://www.vfnuclear.com/ru/products-ru/neutron-gamma-analyser-nga-01-ru>.

17. Серия норм безопасности МАГАТЭ, № GSR Part 3. Радиационная защита и безопасность источников излучения: международные основные нормы безопасности. МАГАТЭ, Вена, 2015. URL: https://www-pub.iaea.org/MTCD/Publications/PDF/Pub1578_R_web.pdf.

18. FRM-03. Монитор освобождения материалов в окружающую среду FRM-03 для Чернобыльской АЭС. URL: <https://www.vfnuclear.com/ru/monitor-osvobodzenia-materialov-v-okruzausuu-sredu-frm-03-dla-cernobylskoj-aes>.

19. FRM-02. АЭС Козлодуй, Болгария. URL: <https://youtu.be/Wpe40pPEMpg>.

20. FRM-02B. АЭС Игналинская, Литва. URL: https://youtu.be/HJxQ_0Q72tY.

21. FRM-03. АЭС Чернобыльская, Украина. URL: <https://youtu.be/id4605UZYS8>.

Информация об авторе

Джбанек Лукаш, независимый эксперт-консультант, АО «ВФ» (г. Брно, Чешская Республика), e-mail: lukas.dzbanek@gmail.com.

Библиографическое описание статьи

Джбанек Л. Опыт создания и эксплуатации установок для первичной характеристики отходов ядерных установок // Радиоактивные отходы. 2021. № 1 (14). С. 39–50. DOI: 10.25283/2587-9707-2021-1-39-50.

EXPERIENCE IN THE DEVELOPMENT AND OPERATION OF FACILITIES FOR PRIMARY CHARACTERIZATION OF WASTE FROM NUCLEAR FACILITIES

Jbanek L.

JSC VF, Brno, Czech Republic

Article received on March 01, 2021

The article focuses on methodological and hardware support of radioactive waste characterization, including the one associated with radiation characteristics of materials measured to support the decision-making on its release from regulatory control. The study provides an assessment of uncertainties and their influence on the measurement results. It presents the experience of the Czech company JSC VF in the development of automated installations allowing to address this problem with some examples of such installations operating in various countries being provided.

Keywords: *Keywords: radioactive waste, release from regulatory control, JSC VF, plastic scintillators, scaling factors, key radionuclides, hard-to-detect radionuclides, radionuclide vector, decommissioning, measurement geometry.*

References

1. Release of Sites from Regulatory Control on Termination of Practices. IAEA Safety Guide, N° WS-G-5.1. Vienna, IAEA, 2008. URL: https://www-pub.iaea.org/MTCD/Publications/PDF/Pub1244r_web.pdf.
2. IAEA-TECDOC-1537. Strategy and Methodology for Radioactive Waste Characterization. Vienna, 2007. URL: https://www-pub.iaea.org/MTCD/Publications/PDF/te_1537_web.pdf.
3. 307/2002 Sb. VYHLÁŠKA Státního úřadu pro jadernou bezpečnost str. 123, tab. 1 [Order of the Czech State Nuclear Safety Authority, 123 p., table 1]. (In Czech). URL: https://www.sujb.cz/fileadmin/sujb/docs/legislativa/vyhlasky/7_307_2002_Sb.pdf.
4. COUNCIL DIRECTIVE laying down basic safety standards for protection against the dangers arising from exposure to ionising radiation 2011/0254 (NLE). Brussels, 2012. URL: <https://eur-lex.europa.eu/LexUriServ/LexUriServ.do?uri=COM:2012:0242:FIN:EN:PDF>.
5. Radiation Protection 134. Evaluation of the application of the concepts of exemption and clearance for practices according to title III of Council Directive 96/29/Euratom of 13 May 1996 in EU Member States. Volume 2: Appendices. Issue N° 134. European Communities, 2003. URL: https://ec.europa.eu/energy/sites/ener/files/documents/134_appendice.pdf.
6. Varlakov A. P., Sergeecheva Y. V., Ivliev M. V., Varlakova G. A., Gorbunov V. A., Karlin S. V. Primenenie metodologii radionuklidnogo vektora dlya opredeleniya aktivnosti slozhnodetektiruemykh radionuklidov v potokakh RAO [Application of the Nuclide-vector Methodology to Determine the Activity of Difficult-to-measure Radionuclides in Radioactive Waste Streams]. *Radioaktivnye otkho-*
- dy — Radioactive Waste*, 2020, no.1 (10), pp. 85—91. DOI: 10.25283/2587-9707-2020-1-85-91.
7. Matěj Z., Mravec F., Jančář A. et al. Comparison of Neutron-Gamma Separation Qualities of Various Organic Scintillation Materials and Liquid Scintillator LSB-200 // *Journal of Nuclear Engineering and Radiation Science*. 2020. NERS-20-1133. Pp. 1—5. DOI: <https://doi.org/10.1115/1.4048767>
8. Mundigl S. Radiation Protection Requirements on Exemption and Clearance in the European Union. URL: <https://www.iaea.org/sites/default/files/20/11/rasa-exemptionandclearancemundigl.pdf>.
9. Radiation protection 122. Practical Use of the Concepts of Clearance and Exemption – Part II: Application of the Concepts of Exemption and Clearance to Natural Radiation. URL: https://ec.europa.eu/energy/sites/ener/files/documents/122_part2.pdf.
10. IAEA-TECDOC-855. Clearance levels for radionuclides in solid materials. Application of exemption principles. Interim report for comment. Table I.3. Summary of results of studies on clearance levels for recycling (Bq/g). Vienna, IAEA, 1996. URL: https://www-pub.iaea.org/MTCD/Publications/PDF/te_855_web.pdf.
11. IAEA-TECDOC-855. Clearance levels for radionuclides in solid materials. Paragraph 2.2. Radiological protection criteria. Vienna, IAEA, 1996. URL: <https://www.nrc.gov/docs/ML0036/ML003676512.pdf>.
12. Radiation protection 114. Definition of Clearance Levels for the Release of Radioactively Contaminated Buildings and Building Rubble. Final Report Contract C1/ETU/970040. Aachen, 1999. Table 5–4: Derived clearance levels for buildings and

building rubble. URL: <https://ec.europa.eu/energy/sites/ener/files/documents/114.pdf>.

13. FRM-02. Monitor for release to the environment. URL: <https://www.vfnuclear.com/ru/products-ru/free-release-monitor-frm-02-ru>.

14. FRM-06. Facility for free release of large-volume material. URL: <https://www.vfnuclear.com/ru/products-ru/facility-for-free-release-of-large-volume-material-frm-06-ru>.

15. FRM-24. Free release monitor. URL: https://www.vfnuclear.com/files/upload/produkty/FRM-24/B-04-A0003ru_200120_FRM-24.pdf.

16. NGA-01. Neutron gamma analyser. URL: <https://www.vfnuclear.com/ru/products-ru/neutron-gamma-analyser-nga-01-ru>.

17. GSR part 3 Radiation Protection and Safety of Radiation Sources: International Basic Safety Standards, General Safety Requirements Part 3. IAEA, Vienna, 2015. URL: https://www-pub.iaea.org/MTCD/Publications/PDF/Pub1578_R_web.pdf.

18. FRM-03. Free release monitor for Chernobyl NPP. URL: <https://www.vfnuclear.com/ru/monitor-osvobodzenia-materialov-v-okruzasuu-sredu-frm-03-dla-chernobylskoj-aes>.

19. FRM-02. NPP Kozloduy. Bulgaria. URL: <https://youtu.be/Wpe40pPEMpg>.

20. FRM-02B. Ignalina NPP, Lithuania. URL: https://youtu.be/HJxQ_0Q72tY.

21. FRM-03. NPP Chernobyl, Ukraine. URL: <https://youtu.be/id4605UZYS8>.

Information about the authors

Jbanek Lukas, independent expert consultant, JSC VF (Brno, Czech Republic), e-mail: lukas.dzbanek@gmail.com.

Bibliographic description

Jbanek L. Experience in the development and operation of facilities for primary characterization of waste from nuclear facilities. *Radioactive waste*, 2021, no. 1 (14), pp. 39–50. DOI: 10.25283/2587-9707-2021-1-39-50. (In Russian).