

Таблица 6. Относительная погрешность определения массовой доли изотопов плутония (для $P = 0,95$) по программам FRAM и MGA, %

Изотоп	Диапазон массовой доли, %	MGA	SC-42	ShCxWiderange2	ShCxWR_mod
^{238}Pu	0,05—0,3	14,3	5,9	8	6,8
	0,3—1	4,9	7	8,9	5
	1—3,5	4,8	10,7	4,8	2,8
^{239}Pu	54—60	5,9	2,4	1,3	0,8
	60—80	2,6	2,13	0,86	0,44
	80—94	1,44	0,88	0,84	0,42
^{240}Pu	5—12	12,7	11,8	12	4
	12—24	11,5	5	4,3	2,4
^{241}Pu	0,2—4	5,9	14,1	10,1	10,8
	4—10	4,2	5,96	4,2	1,8

Сравнение показало преимущество при обработке спектров образцов программы FRAM, особенно при определении массовой доли ^{240}Pu . Исключение составляет диапазон низкой массовой доли ^{241}Pu . Как известно, для определения ^{241}Pu по программе FRAM используют γ -пики ^{237}U , которые совпадают по энергии с пиками ^{241}Am , что вносит дополнительную погрешность. Модифицированный набор параметров этой программы позволил в несколько раз улучшить точность определения изотопного состава по сравнению со стандартными. В целом погрешности оказались близки к международным целевым для анализа образцов плутония высокого и низкого выгорания [5]. γ -Спектрометрическое измерение изотопного состава с применением программы FRAM может быть рекомендовано для использования на РТ-1 как для паспортизации контейнеров с диоксидом плутония, наработанным в 1990—2000 гг., так и для подтверждающих измерений в системе учета и контроля ядерных материалов.

Статья подготовлена при финансовой поддержке ФЦП «Кадры».

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. **Gunnik R.** MGA: a Gamma-Ray Spectrum Analysis Code for Determining Plutonium Isotopic Abundances. UCRL-LR-103220, 1990.
2. **Sampson T., Kelley T., Vo D.** Application Guide to Gamma-Ray Isotopic Analysis Using the FRAM Software. LA-14018, 2003.
3. **Методика** выполнения измерений массовых долей изотопов плутония и изотопа америций-241 в плутонии гамма-спектрометрическим методом с использованием гамма-спектрометра U—Pu InSpector. МВИ 223.13.17.104/2006. ГНМЦ ФГУП «УНИИМ», 2006.
4. **Алгоритмы** оценки метрологических характеристик при аттестации методик выполнения измерений. Отраслевая система обеспечения единства измерений. ОСТ 95 10353—2008. М., ВНИИМ, 2008.
5. **International Target Values 2010 for Measurement Uncertainties in Safeguarding Nuclear Materials.** IAEA STR-368, 2010.

Поступила в Редакцию 6.12.11

УДК 539.1.074+621.039.54

РАДИАЦИОННОЕ ОБСЛЕДОВАНИЕ ПОМЕЩЕНИЙ РЕАКТОРА МР С ИСПОЛЬЗОВАНИЕМ ДИСТАНЦИОННО УПРАВЛЯЕМОЙ СПЕКТРОМЕТРИЧЕСКОЙ СКАНИРУЮЩЕЙ СИСТЕМЫ

Степанов В.Е., Потапов В.Н., Смирнов С.В., Данилович А.С. (НИЦ «Курчатовский ин-т», г. Москва)

В НИЦ «Курчатовский институт» в 2008 г. начаты работы по выводу из эксплуатации и демонтажу реакторов МР и РФТ. МР [1—3], остановленный в 1993 г., — многопетлевой исследовательский реактор для испытаний твэлов и

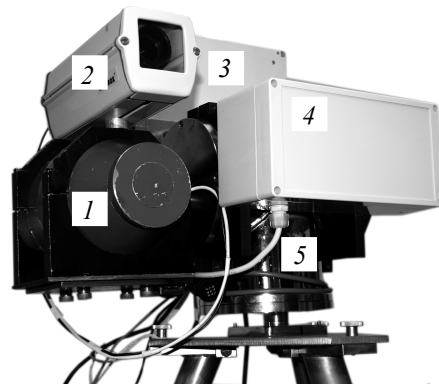
материалов новых ядерных энергетических установок был сооружен взамен РФТ в том же здании. Активная зона РФТ после удаления из нее отработавшего ядерного топлива была законсервирована и находится в центральном зале

МР. Оборудование первого контура реактора, девяти петлевых установок, контура охлаждения кладки и вспомогательное оборудование размещены в подвальных помещениях.

За время эксплуатации реактора оборудование петлевых каналов, находившееся в центральной зоне, активировалось в результате воздействия сильных нейтронных потоков. Основное и вспомогательное оборудование реактора загрязнено радионуклидами, которые образовывались во время работы реактора. Индивидуальный характер загрязнений требует в каждом случае разработки оптимальной стратегии демонтажных и дезактивационных работ. Для решения этой задачи необходимо иметь информацию об активности объектов и распределении радиоактивных загрязнений в помещениях и на оборудовании.

В более чем 30 помещениях реактора мощность эквивалентной дозы от загрязненного оборудования составляет от 20 мкЗв/ч до 3 мЗв/ч. В технологических помещениях она обусловлена как прямым излучением загрязненных внутренних поверхностей оборудования, так и рассеянным от стен и оборудования. Детальное радиационное обследование с помощью стандартных дозиметрических приборов, позволяющее определить местоположение всех наиболее активных источников излучения, затруднительно из-за больших дозовых нагрузок на персонал. Решить эту задачу можно дистанционными измерениями распределения радионуклидов с помощью коллимированных детекторов γ -излучения [4, 5]. Распределение радиоактивных загрязнений и активность оборудования измеряли с помощью разработанной в НИЦ «Курчатовский институт» дистанционно управляемой спектрометрической сканирующей системы, предыдущая версия которой описана в статьях [6, 7].

Дистанционно управляемая спектрометрическая сканирующая система (рис. 1) состоит из коллимированного детектора γ -излучения (1), цветной видеокамеры (2), блоков управления прибором (3) и поворотным устройством (4), смонтированных на поворотном устройстве (5), и компьютера. Детектор работает в спектрометрическом режиме и помещен в свинцовую защиту с коллиматором, через который γ - излу-



Р и с. 1. Дистанционно управляемая спектрометрическая сканирующая система

чение с определенного направления попадает на детектор. Угловая апертура коллиматора составляет $\sim 12^\circ$. Система имеет три взаимозаменяемых детектора с разной чувствительностью. Два детектора изготовлены на основе кристалла CsI(Tl) и фотодиода с объемом сцинтиллятора ~ 20 и 5 см^3 , третий — на основе полупроводникового кристалла CdZnTe объемом 60 мм^3 . В блоке управления размещены бортовой компьютер, спектроанализатор СКС-08 «Колибри», блоки питания устройства и управления поворотным устройством. В качестве бортового используется промышленный компьютер на базе материнской платы, которая не требует принудительного охлаждения и может быть расположена в закрытом корпусе.

Сигналы детектора передаются на спектроанализатор СКС-08 «Колибри», управляемый бортовым компьютером. Изображение с видеокамеры поступает на бортовой компьютер через универсальную последовательную шину. Видеокамера расположена так, что ее ось симметрии параллельна коллиматорной оси детектора. Для обследования помещений с загрязненным оборудованием первоначальная версия прибора была модернизирована. Модернизация состояла в его установке на новое поворотное устройство, имеющее датчики угла поворота в горизонтальном и вертикальном положении, разработке и монтаже платы управления поворотным устройством, программы считывания и записи в компьютер угла поворота.

Прибор может управляться оператором вручную или автоматически согласно сценарию, задаваемому компьютерной программой управления. При ручном способе оператор управляет прибором с помощью внешнего компьютера, связанного с бортовым компьютером системы

через беспроводной интерфейс Wi-Fi или кабелем «витая пара» (расстояние от прибора до управляющего компьютера может составить до 100 м). В этом случае оператор, работая на безопасном расстоянии от объектов, использует видеоизображение для наведения коллимированного детектора на исследуемый объект, регистрирует спектр излучения и записывает данные в память компьютера.

В автоматическом режиме работы прибор сканирует помещение по заданному программой управления сценарию, который состоит из определенной последовательности действий. Эти действия включают поворот детектора в горизонтальном и вертикальном направлениях, которые определяются полярным θ и азимутальным углом φ с заданным угловым шагом $\Delta\varphi$ и $\Delta\theta$, измерение спектров излучения при каждом фиксированном положении детектора, измерение полярного и азимутального угла поворота и запись видеоизображений. Параметры программы управления (начальная и конечная точки измерений, шаг поворота по вертикали и горизонтали, время набора спектра) задаются оператором.

Для радиационных обследований подреакторных помещений петлевых установок в сканирующей системе использовали детектор с объемом сцинтиллятора 20 см³. При обследовании в помещениях с большой мощностью дозы излучение, прошедшее через защиту и зарегистрированное детектором, может существенно повлиять на результаты измерений. Для учета влияния этого фонового излучения проводили два цикла измерений — с открытым (основной спектр) и закрытым (фоновый) свинцовой заглушкой коллиматором. Данные измерений обрабатывали в лабораторных условиях двумя способами. При обработке из основного спектра вычитали фоновый и получали разностный спектр.

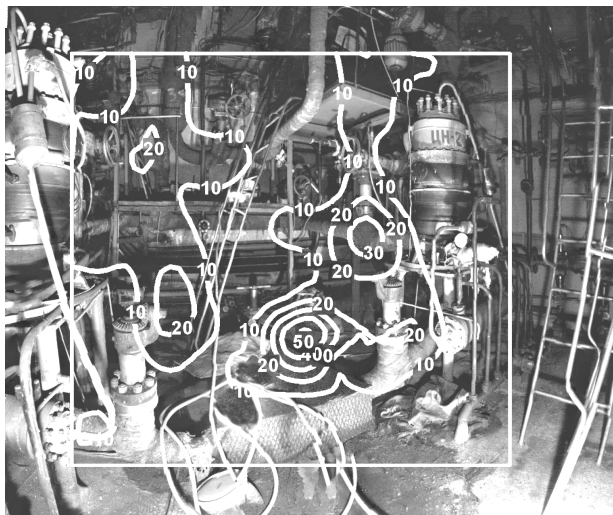
Первый способ обработки разностного спектра позволяет получить картину распределения активности радионуклидов в угловых координатах сканирования. Для расчетов предполагали, что радиоактивное загрязнение в помещении поверхностное. Активность поверхностного псевдоисточника для каждого направления измерения рассчитывали по скорости

счета в пике полного поглощения излучения соответствующего радионуклида. Размер псевдоисточника определяется углом раствора коллиматора и расстоянием до стены помещения. В расчетах предполагали, что поверхностный псевдоисточник должен иметь такую активность, которая формировала в пиках полного поглощения скорость счета, равную измеренной. Следующим шагом для реализации такого подхода является нахождение коэффициента пропорциональности между скоростью счета и поверхностной активностью источника. Такие калибровочные коэффициенты были определены на плоских источниках с известной поверхностной активностью ^{137}Cs и ^{60}Co .

По разностному спектру основного и фонового измерений определяли скорость счета в энергетических областях, характерных для нерассеянного излучения ^{137}Cs и ^{60}Co (основные дозообразующие радионуклиды в обследуемом помещении). В первом случае за вычетом фоновой подложки это была область пика полного поглощения энергией 662 кэВ ($\Delta E_1 = 560—740$ кэВ). Во втором случае использовали энергетическую область $\Delta E_2 = 800—1420$ кэВ, которая включала пики полного поглощения энергией 1173 и 1332 кэВ, а также высокоэнергетическую часть комптоновского плато спектра. Комптоновская часть спектра формируется, в основном, нерассеянным излучением, поэтому для повышения эффективности регистрации она тоже включена для оценки активности ^{60}Co . Полученная для каждого направления поверхностная активность ^{137}Cs и ^{60}Co была перенормирована на телесный угол сканирования, определяемый угловыми шагами $\Delta\varphi$, $\Delta\theta$ и полярной координатой θ , так, чтобы сумма давала общую активность радионуклидов по области сканирования.

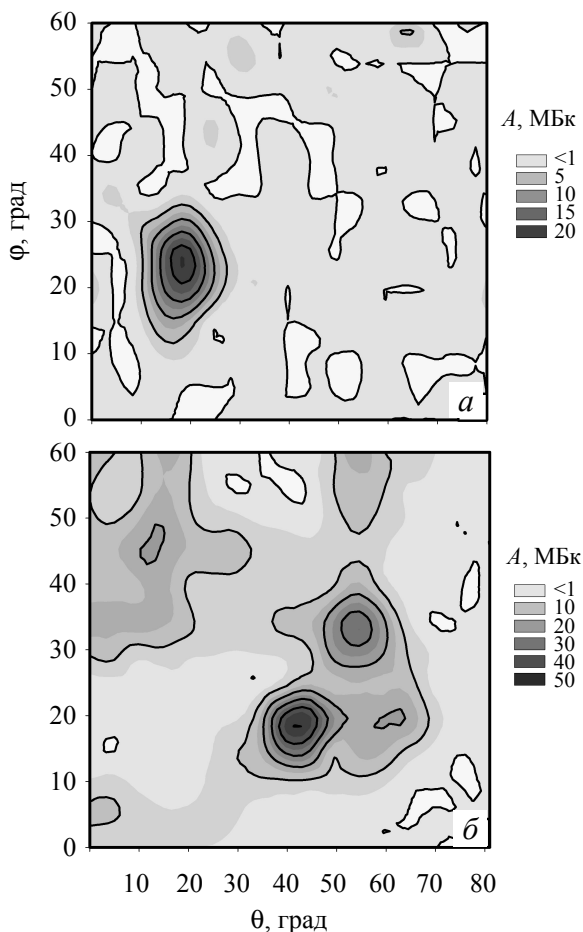
Прибор для радиационного обследования помещения размером 5,5×5 м, в котором расположено оборудование петли с водой под давлением, устанавливали на входе. Мощность эквивалентной дозы на входе составляла 0,06 мЗв/ч. Параметры сканирования: шаг — 5° по вертикали и горизонтали, время набора одного спектра 1 мин, число точек измерений ~450, время работы прибора ~8 ч.

На рис. 2 видно, что наиболее интенсивные источники излучения в этом помещении — вен-



Р и с. 2. Обследуемое помещение с изолиниями распределения активности (МБк) загрязненного оборудования

тили трубопроводов, в которых, по-видимому, происходил наиболее интенсивный процесс накопления радионуклидов. Распределение активности ^{137}Cs и ^{60}Co в помещении сильно неоднородно и не коррелирует между собой. На рис. 3 показано, что одна часть оборудования в

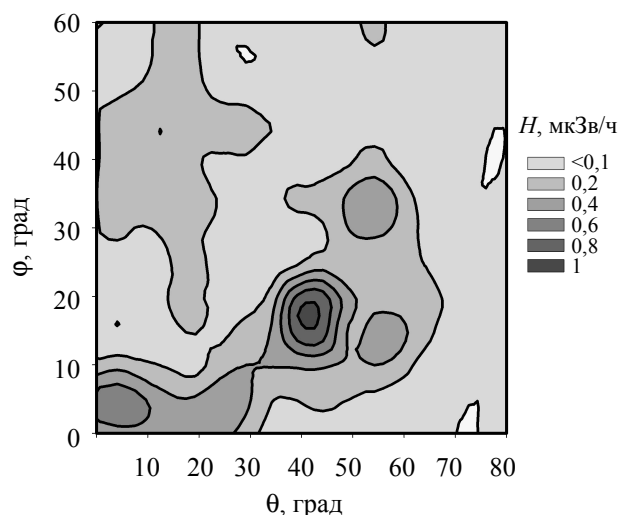


Р и с. 3. Распределение активности ^{137}Cs (а), ^{60}Co (б) в обследуемом помещении

большей степени загрязнена ^{137}Cs , другая ^{60}Co . По осям диаграмм показаны углы поворота прибора по вертикали и горизонтали. По представленным данным распределений определена суммарная активность ^{137}Cs — 0,268 ГБк и отдельно ^{60}Co — 1,72 ГБк для загрязненного оборудования, расположенного в пределах угла сканирования помещения.

Очевидно, что вклад в мощность дозы в разных точках помещения от оборудования будет различным. В перспективе, имея оценку активности оборудования и размеры помещения, можно рассчитывать мощность дозы в любой точке помещения, а по данным распределения мощности дозы планировать более безопасное проведение демонтажных работ и прогнозировать изменение радиационной обстановки.

Второй способ обработки спектров измерений давал картину распределения вклада в мощность дозы с разных направлений, определяемых угловыми координатами оси коллиматора спектрометрического детектора. Это позволило по видеоизображению соотнести это направление с конкретным загрязненным оборудованием, которое являлось одним из источников формирования дозового поля излучения, и оценить его вклад в мощность дозы в точке расположения прибора. Способ оценки мощности экспозиционной дозы, которая создается γ -квантами, прошедшими через коллиматор и зарегистрированными спектрометрическим детектором, описан в работе [8]. Суть метода заключается в вычислении функционала от аппаратного спектра с некоторой весовой функцией, компенсирующей ход с жесткостью сцинтилляционного детектора. Нормированные на телесный угол сканирования такие данные давали картину распределения мощности дозы в угловых координатах ϕ и θ . Сумма этих нормированных значений для всех направлений измерений определяла общий вклад в мощность дозы в точке расположения детектора от излучения, пришедшего из области сканирования. Понятно, что если бы сканирование осуществлялось в геометрии 4π , то упомянутая сумма соответствовала бы мощности дозы в точке расположения детектора, которую можно определять прямым измерением стандартным дозиметром. На рис. 4



Р и с. 4. Распределение мощности дозы в точке расположения прибора от загрязненного оборудования

показано полученное таким способом распределение мощности эквивалентной дозы в точке расположения прибора от загрязненного оборудования.

Суммарная мощность дозы от оборудования, попавшего в область сканирования, составила 44,9 мкЗв/ч. На рис. 4 видно, что наибольший вклад в мощность дозы вносят несколько источников излучения. Имея информацию о распределении мощности дозы, можно показать, что если убрать эти источники, то суммарная мощность дозы составит 22,4 мкЗв/ч, т.е. уменьшится примерно на 50%. Измеренная стандартным дозиметром мощность дозы в точке установки прибора составила 60 мкЗв/ч. Разница между измеренной мощностью дозы и оценкой вклада из области сканирования объясняется тем, что в область сканирования попало не все технологическое оборудование обследуемого помещения.

Зная активность оборудования и его вес, можно прогнозировать, сколько радиоактивных отходов и какой активности будет извлечено из помещения при демонтажных работах, определить типы и количество контейнеров, необходимых для упаковки радиоактивных отходов.

Измерения показали, что дистанционно управляемая спектрометрическая сканирующая

система для обследования реакторных помещений с радиоактивно загрязненным технологическим оборудованием дает возможность получать информацию, позволяющую минимизировать радиационные нагрузки на работающий персонал при выводе из эксплуатации ядерно-технических установок [9].

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Волков В.Г., Зверков Ю.А., Колядин В.И. и др. Подготовка к выводу из эксплуатации исследовательского реактора МР в РНЦ «Курчатовский институт». — Атомная энергия, 2008, т. 104, вып. 5, с. 259—264.
2. Волков В.Г., Зверков Ю.А., Колядин В.И. и др. Вывод из эксплуатации реактора МР в РНЦ «Курчатовский институт». — Энергия, экономика, техника, экология, 2010, № 2, с. 18—24.
3. Волков В.Г., Павленко В.И., Семенов С.Г. и др. Вывод из эксплуатации реакторов МР и РФТ. — Безопасность окружающей среды, 2011, № 3, с. 62—65.
4. Волкович А.Г., Коба Ю.В., Ликсонов В.И. и др. Применение коллимированного детектора при ликвидации последствий аварии в машинном зале 4-го энергоблока Чернобыльской АЭС. — Атомная энергия, 1990, т. 69, вып. 6, с. 389—391.
5. Волкович А.Г., Ликсонов В.И., Степанов В.Е. и др. Коллимированный спектрально-чувствительный детектор для дистанционного поиска пятен радиоактивного загрязнения. — Там же, вып. 4, с. 259—261.
6. Степанов В.Е., Смирнов С.В., Иванов О.П., Данилович А.С. Дистанционно управляемый коллимированный детектор γ -излучения для измерения радиоактивных загрязнений. — Там же, 2010, т. 109, вып. 2, с. 82—84.
7. Иванов О.П., Степанов В.Е., Смирнов С.В. и др. Дистанционно управляемые приборные средства для проведения измерений в интенсивных полях γ -излучений. — Ядерные измерительно-информационные технологии, 2011, № 2(38), с. 48—50.
8. Потапов В.Н., Чесноков А.В., Щербак С.Б. Расчет распределения мощности эквивалентной дозы на основе данных, полученных с помощью γ -локатора. — Атомная энергия, 2002, т. 92, вып. 4, с. 324—332.
9. Степанов А.В., Иванов О.П., Степанов В.Е., Потапов В.Н. Моделирование путей безопасного проведения дезактивационных работ. — Там же, 2001, т. 90, вып. 6, с. 475—478.

Поступила в Редакцию 14.02.12