

МЕТОД ЭКСПРЕСС-ОЦЕНКИ СРЕДНЕЙ ЭНЕРГИИ СПЕКТРА γ -ИЗЛУЧЕНИЯ РАДИОНУКЛИДОВ В УСЛОВИЯХ РАДИАЦИОННЫХ АВАРИЙ В ПОМЕЩЕНИЯХ СПЕЦКОРПУСА АЭС

© 2018 А.П. Елохин*, А.И. Ксенофонтов*, Исса Алалем*, С.Н. Федорченко**

* Национальный исследовательский ядерный университет «МИФИ», Москва, Россия

** ЗАО «СНИИП-РАДМЕД» («Закрытое акционерное общество «СНИИП-РАДМЕД»), Москва, Россия

В работе с помощью детекторов БД БДРГ-47Р, обладающих высокой радиационной стойкостью к ионизирующему излучению, высоким диапазоном регистрации мощностей доз и широким диапазоном энергий γ -квантов рассчитываются значения средних энергий γ -излучения радионуклидов, возникающих, например, в помещениях спецкорпуса АЭС в случае аварийного выброса в условиях тяжелой радиационной аварии. При указанных условиях спектрометрическая аппаратура, как показали аварии в Чернобыле и на Фукусиме_1, не может обеспечить качественные измерения. Поэтому для оценки средней энергии спектра γ -излучения целесообразно использовать лишь 4 детектора БД БДРГ-47Р, три из которых следует помещать в защитные оболочки (фильтры) из вольфрама, свинца и висмута, а четвертый оставить без защиты. Оценка средней энергии спектра γ -излучения основывается на идее слоя половинного ослабления материала фильтра. Расчёты показали, что погрешность оценки восстановленной средней энергии γ -излучения зависит от спектра и изменяется от 5% (0,25 МэВ) до 36% (МэВ 1,25 МэВ), что позволяет получить нижнюю и верхнюю оценки дозовых нагрузок на персонал, который должен проводить ремонтные работы в аварийных помещениях.

Предлагаемая методика даёт возможность оценить предельно-безопасное время работы персонала в зоне радиоактивного загрязнения, минимальное число работников для проведения ремонтных работ, а также составить рабочую карту проведения ремонтных работ, т.е. минимизировать материальные потери, которые могут возникнуть в подобных ситуациях.

Ключевые слова: радиационная авария, средняя энергия спектра, мощность дозы внешнего облучения, ионизирующее излучение, радиоактивное загрязнение окружающей среды, радиационный мониторинг, помещение спецкорпуса АЭС.

Поступила в редакцию: 24.05.2018

Одной из задач автоматизированных систем радиационного контроля (АСРК) АЭС, которые содержат аварийные блоки детектирования, является обнаружение и контроль развития аварийных ситуаций в помещениях энергоблока (спецкорпуса), где расположено спецоборудование, а также подготовка рекомендаций об экстренных мерах защиты населения.

Согласно требованиям отечественных нормативных документов и стандартов МЭК на АЭС должны быть предусмотрены средства радиационного контроля (СРК), сохраняющие работоспособность в условиях тяжелых запроектных аварий (ЗПА) и позволяющие получать информацию, необходимую для подготовки рекомендаций по экстренным мерам защиты населения и ликвидации последствий аварии.

Основной задачей размещенных в гермообъёме аварийных блоков детектирования является получение данных, необходимых для расчета состава и активности аварийного выброса в случае тяжелой радиационной аварии с целью подготовки рекомендаций об экстренных мерах защиты населения.

Помимо основной цели посредством аварийных блоков детектирования должны решаться и другие задачи:

- достоверное обнаружение начала развития аварий;
- получение данных о состоянии активной зоны (разгерметизации и/или плавлении топлива);
- получение данных о потери теплоносителя;
- контроль и прогнозирование радиационной обстановки в защитной оболочке и др.

Наиболее простое решение подобных задач состоит в установке детекторов ионизирующего излучения в указанных помещениях и выводе их результатов измерений на центральный щит радиационного контроля с целью получения оперативной информации. Эти детекторы должны иметь высокую радиационную стойкость, широкий диапазон измерения мощности дозы, чтобы иметь возможность (косвенно, по изменению величины мощности дозы γ -излучения) наблюдать возникновение аварийной ситуации, её развитие и деградацию. Для целей прогнозирования развития радиационной аварии необходима информация о радионуклидном составе выброса и его полной активности.

Для оперативной оценки радионуклидного состава выброса обычно используют спектрометрическое оборудование (γ -спектрометр) вкупе с математическим обеспечением, позволяющим в режиме реального времени (on-line) получить спектральный состав γ -излучения, по которому и проводится оценка радионуклидного состава выброса и его полной активности. К сожалению, подобная аппаратура для получения качественной картины требует низкоактивных сред, обеспечивающих низкую величину мощности дозы, и низкотемпературного оборудования для охлаждения детекторов. При высоких уровнях мощности дозы спектрометрическая аппаратура даст заведомо неверную картину спектров γ -излучения или просто выйдет из строя.



Рис. 1. – Блок детектирования БДРГ-47Р [Detection unit BDRG-47R]

Решение задачи по разработке детекторов γ -излучения, обладающих широким диапазоном измерения мощностей доз, в России осуществлено ЗАО «СНИИП-РАДМЕД», которое разработало и выпускает аварийные блоки детектирования (БД) БДРГ- 47Р [1-3] (рис.1), предназначенные для контроля мощности дозы γ -излучения в воздушном пространстве системы локализации аварии (СЛА) энергоблока, которые не только в полной мере соответствуют международным и российским требованиям к этому типу оборудования, но и превосходят зарубежные аналоги (табл. 1). Основными преимуществами БД БДРГ- 47Р являются следующие:

- 1) в отличие от аналогов сохраняют работоспособность в условиях максимально тяжелых запроектных авариях на АЭС с энергоблоками ВВЭР (температура 250 °С, давление 0,7 мПа);

- 2) диапазон измерения ($10^{-6} \div 10^5$) Гр/ч позволяет проводить непрерывные измерения мощности дозы γ -излучения в течение развития аварии, начиная от нормальной эксплуатации (начальный уровень развития аварии 10^{-6} Гр/ч) до максимально возможной величины аварии (10^5 Гр/ч). Аналоги блоков БДРГ- 47Р с диапазоном измерения от 10^{-3} Гр/ч не позволяют оценить ни момент начала развития аварии, ни нормализацию обстановки;

3) удовлетворяют основным российским и международным требованиям (МЭК 60951-3, МЭК 60951-1 [4], МЭК 60780 [5]) к аварийным блокам детектирования. Разработан в соответствии с техническим заданием, согласованным всеми проектными институтами и ВНИИАЭС;

4) удовлетворяют требованиям эксплуатации по дистанционной диагностике работоспособности и поставочной комплектации;

5) сертифицированы в системе ОИТ и внесены в Госреестр СИ;

6) повышают техническую и экономическую конкурентоспособности российской аппаратуры.

Таблица 1. – Технические характеристики блоков БДРГ- 47Р и их отечественных и зарубежных аналогов [Technical characteristics of the BDRG-47R units and their domestic and foreign analogues]

Параметр	Тип блока детектирования. Предприятие (фирма) исполнитель.				
	БДРГ-47Р, ЗАО «СННП-РАДМЕД»	УДМС-20Р ФГУП «ПСЗ»	GIM-206K “Mirion technologies”	RS-23D “General Atoms”	БДРГ-52 ООО «НПО «Доза»
Верхнее значение рабочей температуры, °С (время работы)	250 (1 ч), 207 (длительно)	200 (2 ч), 90 (длительно с орошением)	205 (3 ч), 135 (длительно)	180	250 (1 ч), 207 (длительно)
Рабочее давление, МПа	0,7	0,62	0,6	0,5	0,7
Нормируемое сопротивление изоляции, Ом	Не менее: 10^{11} при 20°С 10^{10} при 250°С	Не менее: $5 \cdot 10^9$ при 20°С	---	---	---
Диапазон измерения, Гр/ч	$10^{-6} \div 10^5$	$5 \cdot 10^{-3} \div 10^5$	$10^{-3} \div 10^5$	$10^{-2} \div 10^5$	$10^{-3} \div 10^5$
Основная погрешность, %	20	-	-	-	-
Радиационная стойкость, Гр	до 10^6	10^6	$2 \cdot 10^6$	$2 \cdot 10^6$	-
Диапазон энергий, МэВ	0,06 ÷ 3	0,06 ÷ 8	0,06 ÷ 7	0,08 ÷ 3	0,06 ÷ 3
Дистанционная проверка без р/а источника работоспособности электронного тракта, линий связи с проходкой и конструкции детектора	Есть	Нет	Нет	Нет	-

В настоящее время блоки детектирования БДРГ-47Р используются на ряде АЭС АО «Концерн Росэнергоатом»:

- Калининской АЭС по 3 блока БДРГ- 47Р на каждый блок АЭС;
- Кольской АЭС – 2 блока БДРГ- 47Р на 2 блоке АЭС;
- Ростовской АЭС – 3 блока БДРГ- 47Р на 2 блоке АЭС и 4 блока БДРГ- 47Р на 3 блоке АЭС;
- Нововоронежской АЭС – 2 блока БДРГ- 47Р на 3 блоке АЭС.

К сожалению, в настоящее время в случае радиационной аварии на АЭС возможности БД БДРГ-47Р будут использованы в ограниченном объеме. Данные с установленных на АЭС блоков выводятся только на центральный щит РК в необработанном виде и не могут быть интерпретированы оператором. Отсутствует возможность эффективного использования данных с БД БДРГ-47Р в условиях радиационной аварии (отсутствуют соответствующие инструкции, руководящие документы и программное обеспечение). В аварийные центры, на щит БЩУ, на другие важнейшие участки аварийного реагирования информация с БД БДРГ-47Р не поступает и, скорее всего, окажется невостребованной в случае возникновения радиационной аварии. Таким образом, в настоящее время БД БДРГ-47Р присутствуют на АЭС лишь формально, не решая задач аварийного реагирования, предусмотренных нормативными документами СП АС-03 (п. 6.4), НП-001-15 (п. 4.4.3) и стандартом МЭК 60951-3 (п. 4.3). Требования нормативных документов, по существу, нарушаются.

Таким образом, для полного внедрения γ-детектора БД БДРГ- 47Р на АЭС требуются лишь административные меры. Значительно хуже дела обстоят относительно вопроса оценки и прогнозирования радионуклидного состава выброса и его полной активности.

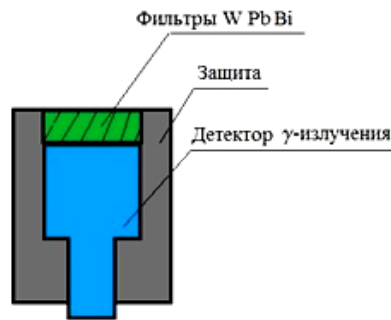


Рис. 2. – Измерение мощности дозы детектором γ -излучения за фильтром из W, Pb, Bi разной толщины [Measurement of the dose rate by the γ -radiation detector behind a filter of W, Pb, Bi of different thicknesses]

Как отмечалось выше это связано с тем, что требуемая аппаратура для проведения такого рода измерений является слишком высокочувствительной и не может работать в высоких полях ионизирующего излучения. Специальные разработки ВНИИАЭС [6], предназначенные для решения задач оценки радионуклидного состава выброса в условиях запроектных радиационных аварий, к сожалению, не дают полной картины решения этой задачи, поскольку требуют априорной информации относительно возможного радионуклидного состава в этих условиях. Однако, следует отметить, что без знания полной активности радиоактивных продуктов выброса и хотя бы средней энергии γ -излучения всей совокупности радионуклидов невозможно получить хоть какие-нибудь прогностические оценки дозовых нагрузок на персонал в условиях радиационной аварии.

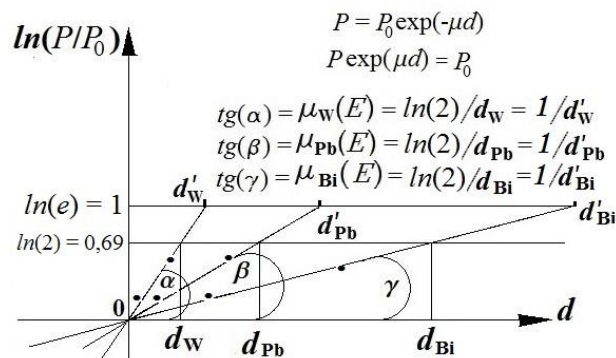


Рис. 3. – К оценке средней энергии γ -излучения, определяемой по измерению толщины фильтра d_i . Точки на прямых определены либо экспериментально, либо расчётом методом Монте-Карло [To estimate the average energy of the γ -radiation, determined from the measurement of the filter thickness d_i . The points on the lines are determined either experimentally or by Monte Carlo calculation]

Выход из положения может быть найден на основе экспресс-метода оценки средней энергии спектра γ -излучения радионуклидов, суть которого приводится ниже.

Будем полагать, что радиационный контроль помещений осуществляется указанными блоками детектирования БД БДРГ- 47Р. Разместим в одном месте контролируемого помещения 4 детектора, боковая часть которых помещается в защитную оболочку из свинца (см. рис. 2), а со стороны падения ионизирующего излучения, т.е. на торцевую область каждого из трёх детекторов устанавливают фильтры толщиной d_i : на один детектор из вольфрама W, на другой из свинца Pb, на третий из висмута Bi, четвёртый детектор остаётся без фильтра. Толщину каждого из фильтров d_i ($i = 1,2,3$) выбираем меньшим толщины среднего пробега γ -кванта l_i для каждого материала с энергией 1 МэВ (средняя энергия спектра γ -излучения продуктов деления). P_0 , P_i – мощности дозы γ -излучения, непосредственно определяемые детектором или вычисляемые методом М-К.

Регистрируя мощность дозы P , на каждом из детекторов при различной толщине фильтров d_i из указанных материалов в соответствии с законом ослабления излучения получаем зависимости:

$$P_i = P_0 \exp(-\mu d_i), \quad (1)$$

где $\mu = \mu(E_\gamma)$ – коэффициент линейного ослабления γ -излучения; E_γ – энергия γ -излучения.

Воспользуемся понятием слоя половинного ослабления материала, т.е. толщины материала, при которой $P_i = P_0/2$. Логарифмируя зависимости, определяемые формулой (1) при различных i , строим соответствующие графики, представленные на рис.3. Семейство прямых, приведённых на рис.3, при $d_i = 0$ всегда будет проходить через точку начала координат, поскольку в этом случае $P_i = P_0 \rightarrow P_i/P_0 = 1$, а $\ln(P_i/P_0) = 0$. Поэтому для построения семейства прямых достаточно всего лишь 1-2 точки, определяемых при различной толщине материала фильтра. Если, например, при фильтре толщиной d_1 регистрируется мощность дозы P_1 , то в координатах $[\ln(P/P_0), d]$ можно построить прямую $y = ax$, где $y \equiv \ln(P/P_0)$; $x = d$; a – постоянная, значение которой находят в точке с координатами $[\ln(P_1/P_0), d_1]$. Таким образом, в общем случае зависимость будет иметь вид $\ln(P/P_0) = -[\ln(P_1/P_0)/d_1]d$, в котором P_1, P_0 – измеряемые величины, а выражение в квадратных скобках представляет собой коэффициент линейного ослабления γ -излучения в виде tg угла наклона прямой, как это показано на рис.3. Если прямую $y = ax$ продолжить до пересечения с постоянной $\ln(P/P_0) = \ln 2$, то в этом случае коэффициент линейного ослабления γ -излучения определится tg угла наклона прямой и будет равен $\mu(E) = \ln 2/d$ или $\mu(E) = 1/d'$, где величины d и d' будут равны значениям на оси абсцисс в точках пересечения прямых $y = ax$ с постоянными $y = \ln 2$ или $y = 1$ соответственно. Зная зависимости $\mu(E_\gamma)$ для каждого из материалов фильтра, определяемые таблицами [7], нетрудно найти значение эффективной энергии γ -излучения, сравнивая найденное значение коэффициента линейного ослабления для соответствующего материала фильтра с энергетической зависимостью $\mu(E_\gamma)$, представленной таблицей. Табличное значение $\mu(E_\gamma)$, которое будет наиболее близким к найденному из графика или полученное путём линейной интерполяции, и определит искомую эффективную энергию γ -излучения, прошедшего через соответствующий фильтр.

Если детекторы расположить на стене, на высоте h_d , а помещение представить цилиндром высотой H и радиусом R_0 , то при известной энергии γ -излучения величину мощности дозы P_0 можно найти по формуле:

$$P_0 = 1,456 \cdot 10^3 \cdot \mu_a(E) E \nu(E) Q_V \int_V (B(E, R)/R^2) \exp(-\mu(E)R) dV, \quad (2)$$

где $\mu_a(E)$ – линейный коэффициент передачи энергии; $\nu(E)$ – эффективный квантовый выход энергии γ -излучения; Q_V – объёмная активность выброшенной в помещение радиоактивной примеси; $B(E, R)$ – фактор накопления, величину которого можно принять постоянной ($B(E, R) \cong 1,27$), согласно результатам расчёта работы [8]; V – область определения подынтегральной функции, $dV = 2\pi r dr dh$; $R = \sqrt{(R_0 - r)^2 + (h - h_d)^2}$ при $0 \leq h \leq H$, $0 \leq r \leq R_0$; r и h – переменные интегрирования. Таким образом, величина P_0 окажется равной выражению:

$$P_0 = 1,456 \cdot 10^3 2\pi \int_{E_{\min}}^{E_{\max}} \varphi(E) \mu_a(E) E \int_0^{R_0} \int_0^H \frac{\exp\left(-\mu(E) \sqrt{(R_0 - r)^2 + (h - h_d)^2}\right)}{(R_0 - r)^2 + (h - h_d)^2} r dr dh dE, \quad (3)$$

где $\varphi(E) = \nu(E) Q_V$ – значение средней эффективной энергии спектра γ -излучения, проходящей через соответствующий фильтр.

При размещении детекторов за фильтрами толщиной d_W из W (вольфрама) определяется энергия γ -излучения E_1 , для другого d_{Pb} из (свинца) для оценки энергии E_2 и третьего d_{Bi} из (висмута) для оценки E_3 .

Таким образом, по найденной E_i , полученной при определении $\mu_W(E_i)$, находят линейный коэффициент передачи энергии $\mu_a(E_i)$ и линейный коэффициент ослабления γ -излучения в воздухе $\mu_e(E_i)$, что, в конечном итоге, позволит найти спектральную линию $\varphi(E_i)$

из формулы (3), в которой $\nu(E_i)$ – эффективный квантовый выход, Q_V – объёмная активность радиоактивной примеси, вышедшей в помещение (контаймент) АЭС.

$$\varphi(E_i) = \nu(E)Q_V = \frac{P_i \exp[\mu_w(E_i)d_i]}{1,456 \cdot 10^3 2\pi \mu_a(E_i)E_i \int_0^{R_0} \int_0^H \frac{\exp\left(-\mu(E_i)\sqrt{(R_0-r)^2 + (h-h_d)^2}\right)}{(R_0-r)^2 + (h-h_d)^2} r dr dh}. \quad (4)$$

Аналогично находим $\varphi(E_2)$ и $\varphi(E_3)$ при использовании фильтров из свинца и висмута. Найденные значения φ_i , в конечном итоге, позволят найти среднюю энергию спектра радиоактивной примеси, выброшенной в помещение АЭС, при радиационной аварии по формуле:

$$\bar{E} = \sum_{i=1}^3 \varphi_i E_i / \sum_{i=1}^3 \varphi_i. \quad (5)$$

Это значение энергии γ -излучения может быть рекомендовано для прогностической оценки мощности дозы в любой точке загрязненного помещения.

Таблица 2. – Априорный спектр [23] [перевод]

Индекс j	Энергия E_j , МэВ	$\varphi_1(E_j)$	$E_{\text{ср}},$ МэВ	$\varphi_2(E_j)$	$E_{\text{ср}},$ МэВ
1	0,25	2,359	$E_{\text{ср, апр}}$ 0,458	0,638	$E_{\text{ср, апр}}$ 0,487
2	0,364	1,618		1,178	
3	0,497	1,178	$E_{\text{ср, вост}}$ 0,435	1,618	$E_{\text{ср, вост}}$ 0,371
4	0,605	0,638		2,359	

Следует отметить, что рассматриваемая задача по физическому смыслу аналогична методу восстановления спектра и средней энергии γ -излучения, создаваемого облаком радиоактивной примеси, образующимся при несанкционированных выбросах АЭС и других ОИАЭ [8]. Однако использование указанного метода, требует разработки специализированного математического обеспечения, продолжительность работы которого при получении окончательного результата, различается по времени в зависимости от вида спектра γ -излучения, а потому требует некоторой приближенной априорной информации о радионуклидном составе радиоактивной примеси, в отличие от рассматриваемого метода, который можно использовать в режиме on-line.

При найденном значении $\bar{E}$ величину объёмной активности Q_V можно найти из формулы (4.4), полагая $\nu(\bar{E}) = 1$.

Для проверки изложенного метода проводился численный «бумажный» эксперимент, в котором в качестве исходных спектров γ -излучения использовались априорные спектры φ_1 и φ_2 из работы [8], приведённые в табл. 2 (см. также [9,10]). В подобных условиях значение мощности дозы P_0 будет представлять собой интегральную сумму по индексу $j = 1, 2, 3, 4$ и определится выражением (6), в котором линейные коэффициенты передачи энергии μ_a и ослабления μ_b определены для воздушной среды. Значение мощности дозы после каждого из фильтров P_i $i = 1$ (W), 2 (Pb), 3 (Bi) будет также представлять собой интегральную сумму по индексу $j = 1, 2, 3, 4$ ($\Delta E = 50$ кэВ), но с учётом ослабления фильтром (см. выражение (7)). Поэтому значение μ_a , μ_b в формуле (7) должно определяться воздушной средой, а коэффициенты линейного ослабления μ_i , $i = 1, 2, 3$ – соответствующими материалами.

$$P_0 = 1,456 \cdot 10^3 2\pi \sum_{j=1}^4 \varphi(E_j) \mu_a(E_j) E_j \int_0^{R_0} \int_0^H \frac{\exp\left(-\mu_b(E_j)\sqrt{(R_0-r)^2 + (h-h_d)^2}\right)}{(R_0-r)^2 + (h-h_d)^2} r dr dh \Delta E, \quad (6)$$

$$P_i = 1,456 \cdot 10^3 2\pi \sum_{j=1}^4 \varphi(E_j) \mu_a(E_j) E_j \exp(-\mu_i(E_j) d) \int_0^{R_0} \int_0^H \frac{\exp(-\mu_b(E_j) \sqrt{(R_0-r)^2 + (h-h_d)^2})}{(R_0-r)^2 + (h-h_d)^2} r dr dh \Delta E. \quad (7)$$

Вычисляя для каждого фильтра значение P_i , строим семейство прямых до их пересечения с постоянной $\ln(P_i/P_0) = \ln 2$, после чего, для каждого i находим $\mu_i = \ln(P_i/P_0)/d_i$ или $\mu_i = \ln 2/d_i$, согласно рис.3, и по таблицам работы [7] - значения эффективных энергий, для которых найденные μ_i будут близки к табличным. Промежуточные значения находили методом линейной интерполяции. Значения $\varphi(E_i)$ $i = 1, 2, 3$ находим по формуле (4), а среднюю энергию – по формуле (5).

При выборе толщин фильтров соответственно равных $d_1, W = 0,1$; $d_2, Pb = 0,2$; $d_3, Bi = 0,3$ см, значения полученных энергий, для спектра типа φ_1 , оказались равными: $E_1 = 0,45$ МэВ, $E_2 = 0,45$ МэВ, $E_3 = 0,376$ МэВ, а весовой состав спектральных линий: $\Phi_1 = 2,02$; $\Phi_2 = 1,59$; $\Phi_3 = 0,96$, так, что величина средней энергии, вычисленной по формуле (5), оказалась равной $\bar{E} = 0,435$ МэВ при заданной (априорной $\bar{E}_{\text{апр}} = 0,458$ МэВ), а погрешность оценки составила 5%.

Для спектра типа φ_2 после проведения аналогичной процедуры величина средней энергии, вычисленной по формуле (5), оказалась равной $\bar{E} = 0,371$ МэВ при заданной (априорной $\bar{E}_{\text{апр}} = 0,487$ МэВ), а погрешность оценки – 24%. При проведении подобного численного эксперимента с монолиниями ^{137}Cz ($E_\gamma = 0,661$ МэВ) и ^{60}Co ($E_\gamma = 1,25$ МэВ) энергия первой восстановленной монолинии составила 0,496 МэВ с относительной погрешностью $\delta = 25\%$, а второй 0,801 МэВ при $\delta = 36\%$.

Таким образом, результаты расчётов показывают, что относительная погрешность δ восстановленной энергии γ -излучения зависит от характера спектра γ -квантов и в диапазоне 0,25 - 1,25 МэВ и изменяется от 5 до 36%, что даёт возможность получить нижнюю и верхнюю оценки дозы, которую может получить персонал, находящийся в помещении при проведении ремонтных работ за предполагаемое время работы, т.е. предлагаемая методика даёт возможность оценить предельно-безопасное время работы персонала в зоне радиоактивного загрязнения, минимальное число работников для проведения ремонтных работ, а также составить рабочую карту проведения ремонтных работ, т.е. минимизировать возможные материальные потери, неизбежные в подобных ситуациях. При этом, необходимо отметить, что оценку распределения мощности дозы в любой точке указанного помещения можно будет получить расчётным путём, основываясь только на показаниях блоков детектирования БД БДРГ- 47Р, в рамках предложенной методики. С другой стороны, рассматриваемый метод оценки средней энергии γ -излучения радионуклидов, при его дальнейшей проработке и усовершенствовании, может дать определённую информацию о состоянии активной зоны реактора в различных условиях его работы, в том числе и аварийных. Действительно, проводя аналогичные исследования, начиная с физпуска, и, осуществляя их в различные моменты времени в течение всей кампании, можно набрать статистический материал (в условиях безаварийной работы), который можно затем использовать при получении каких-либо отклонений, которые могут свидетельствовать о возникновении и развитии радиационной аварии. Последнее указывает на целесообразность использования рассмотренного метода оценки мощности дозы в высоких полях ионизирующего γ -излучения в реальных условиях на АЭС, начиная с физпуска.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Федорченко, С.Н. и др. Блок детектирования мощности дозы фотонного излучения для работы в условиях запроектной аварии на атомных станциях» [Текст] / С.Н. Федорченко, С.В. Волков, А.С. Книжник // Сб. документов конференции, г. Пенза 11-13 сентября 2002 г. – Пенза: Изд-во ФГУП «НИИ физических измерений», 2002.
2. Волков, С.В. и др. Блок детектирования для контроля мощности дозы фотонного излучения при авариях на АЭС» [Текст] / С.В. Волков, С.Н. Федорченко, А.С. Книжник // Приборы и системы управления. Контроль. Диагностика. – 2002. – №12.

3. Бусаров, А.П. и др. Аппаратура для измерения мощности дозы фотонного излучения в воздухе гермообъема реактора типа ВВР-1000 при авариях и в послеварийный период [Текст] / А.П. Бусаров, Г.П. Кириченко, С.И. Маслов, А.А. Сорока, С.П. Киянов, С.Н. Федорченко // Сб. документов конференции «Аппаратура обеспечения ядерной и радиационной безопасности объектов Росатома». СНИИП, 12–19 апреля 2007. [Б.м.], 2007.
4. МЭК 60951-1. Аппаратура для контроля радиоактивности атомных электростанций в условиях аварии и после нее. Часть 1: Общие требования. [Б.м.], 1989.
5. МЭК 60780. Атомные электростанции. Электрическое оборудование системы безопасности. Квалификационная оценка [Б.м.], 1988.
6. Иванов, Е.А. и др. Программное средство “QUASAR” расчета утечки продуктов деления в атмосферу из защитной оболочки в случае аварии на АЭС с ВВЭР-1000 [Текст] / Е.А. Иванов, А.Д. Косов, С.С. Полянец // Пятая Международная Научно-техническая конференция «Безопасность, эффективность и экономика атомной энергетики». Сборник трудов. – М., 2006. – С. 343–345.
7. Машкович, В.П. и др. Защита от ионизирующих излучений [Текст] / В.П. Машкович, А.В. Кудрявцева: Справочник. М.: Энергоатомиздат, 1995. – 496 с.
8. Елохин, А.П. Методы и средства систем радиационного контроля окружающей среды : монография. М.: НИЯУ МИФИ, 2014. – 520 с.
9. Елохин, А.П. и др. Метеорологические характеристики района АЭС «Бушер» в Иране А.П. Елохин, Алалем Исса, А.И. Ксенофонов // Глобальная ядерная безопасность. – 2017. – №4(25). – С. 23–47.
10. Елохин А.П. Оптимизация методов и средств автоматизированных систем контроля радиационной обстановки окружающей среды [Текст] / А.П. Елохин. Дисс. докт. техн. наук. – М.: МИФИ, 2001. – 325 с.

REFERENCES

- [1] Fedorchenko S.N., Volkov S.V., Knizhnik A.S. Blok detektirovaniya moshhnosti dozy fotonnogo izlucheniya dlya raboty v usloviyah zaproektnoj avarii na atomnyh stanciyah [Detecting Unit for Dose Rate of Photon Radiation for Operation in the Conditions beyond the Design-Basis Accident at Nuclear Power Plants]. Penza. Pub. FGUP «NII fizicheskikh izmerenij» [FSUE "Research Institute of Physical Measurements"], 2002. (in Russian)
- [2] Volkov S.V., Fedorchenko S.N., Knizhnik A.S. Blok detektirovaniya dlya kontrolya moshhnosti dozy fotonnogo izlucheniya pri avariayah na AES [The Detection Unit for Monitoring the Dose Rate of Photon Radiation in Accidents at Nuclear Power Plants]. Pribory i sistemy upravleniya. Kontrol. Diagnostika [Devices and Control Systems. Control. Diagnostics], 2002, №12. (in Russian)
- [3] Busarov A.P., Kirichenko G.P., Maslov S.I., Soroka A.A., Kiyarov S.P., Fedorchenko S.N. Apparatura dlya izmereniya moshhnosti dozy fotonnogo izlucheniya v vozduhe germoobjema reaktora tipa VVR-1000 pri avariayah i v posleavariynyj period [Apparatus for Measuring the Dose Rate of Photon Radiation in the Air of Hermetic Volume of WWR-1000 Reactor during Accidents and in the Post-Accident Period]. Sbornik dokumentov konferencii «Apparatura obespecheniya yadernoj i radiacionnoj bezopasnosti obhektov Rosatoma» [Collection of documents of the conference "Equipment for Nuclear and Radiation Safety of Rosatom Facilities"]. Pub. SNIIP, 2007. (in Russian)
- [4] MEK 60951-1. Apparatura dlya kontrolya radioaktivnosti atomnyh elektrostancij v usloviyah avarii i posle nee [IEC 60951-1. Equipment for Monitoring the Radioactivity of Nuclear Power Plants in the Event of an Accident and after it.]. Chast 1 [Part 1] «Obshhie trebovaniya» [General Requirements], 1989. (in Russian)
- [5] MEK 60780. Atomnye elektrostancii. Elektricheskoe oborudovanie sistemy bezopasnosti. Kvalifikacionnaya ocenka [IEC 60780. Nuclear Power Plants. Electrical Safety System Equipment. Qualification Evaluation]. 1988. (in Russian)
- [6] Ivanov E.A., Kosov A.D., Polyancev S.S. Programmnoe sredstvo “QUASAR” rascheta utechki produktov deleniya v atmosferu iz zashhitnoj obolochki v sluchae avarii na AE'S s VVER-1000 [Software Tool "QUASAR" for Calculating The Leakage of Fission Products into the Atmosphere from the Containment in the Event of an Accident at WVER-1000 NPP]. Pyataya Mezhdunarodnaya nauchno-texnicheskaya konferenciya «Bezopasnost, effektivnost i ekonomika atomnoj energetiki» [Fifth International Scientific and Technical Conference "Safety, Efficiency and Economics of Nuclear Energy"]. M. 2006, pp. 343–345. (in Russian)
- [7] Mashkovich V.P., Kudryavceva A.V. Zashhita ot ioniziruyushhih izluchenij. Spravochnik [Protection against Ionizing Radiation. Reference Book]. M. Pub. Energoatomizdat, 1995, 496 p. (in Russian)
- [8] Elokhin A.P. Metody i sredstva sistem radiacionnogo kontrolya okruzhayushhej sredy [Methods and Means of Radiation Monitoring Systems of the Environment]. M. Pub. NIYaU MIFI [NRNU MEPhI], 2014, 520 p. (in Russian)
- [9] Elokhin A.P., Issa Alalem, Ksenofontov A.I. Meteorologicheskie xarakteristiki rajona AES «Bushehr» v Irane [Meteorological Characteristics of the Bushehr Nuclear Power Plant in Iran]. Globalnaya yadernaya bezopasnost [Global nuclear safety], 2017, №4(25), ISSN 2305-414X, eISSN 2499-9733, pp. 23–47. (in Russian)
- [10] Elokhin A.P. Optimizatsiya metodov i sredstv avtomatizirovannyh sistem kontrolya radiacionnoj obstanovki okruzhayushhej sredy [Optimization of Methods and Means of the Automated Control Systems of Environment Radiation Situation]. Dissertatsiya na soiskanie uchenoj stepeni doktora texnicheskikh nauk [The thesis for the Doctor of Engineering]. M. Pub. MIFI, 2001, 325 p. (in Russian)

A Method for Mean Energy Estimation of Gamma Radiation Spectrum in the Conditions of Radiation Accidents in the Nuclear Power Plant Premises

A.P. Elokhin ^{*1}, A.I. Ksenofontov ^{*2}, E.A. Alalem ^{*3}, S.N. Fedorchenko ^{**}

** National Research Nuclear University «MEPhI»,
Kashirskoye shosse, 31, Moscow, Russia 115409*

¹ ORCID: 0000-0002-7682-8504

WoS ResearcherID: G-9573-2017

e-mail: elokhin@yandex.ru ;

² ORCID: 0000-0002-6864-9805

WoS ResearcherID: H-1833-2017

e-mail: AIKsenofontov@mephi.ru ;

³ ORCID: 0000-0002-7207-5939

WoS ResearcherID: G-9489-2017

e-mail: issaalem2@yahoo.com ;

***The joint- stock company “Specialized Scientific and Research institute of Instrumentation”
(JSC “SNIIP”)*

5 Raspletina st., Moscow, Russia

e-mail: info@sniip.ru

ORCID iD: 0000-0001-6144-915X

ResearcherID: F-3804-2018

Abstract – In this work the values of the mean γ -radiation energies of radionuclides are calculated using BDRG-47R OBD detectors with a high dose rate registration range and a wide range of gamma-ray energies, for example, in the case of emergency emission in a severe radiation accident in the nuclear power plant. Under these conditions, spectrometric equipment, as shown in Chernobyl and Fukusem-1 accidents, can't provide qualitative measurements. Therefore, to estimate the average energy of the γ -radiation spectrum, only four BDRG-47P DB detectors are used, three of which were used filters made of tungsten, lead, and bismuth. The fourth one remains without filter.

The estimation of the average energy of the γ -radiation spectrum is based on the idea of using half value layer of the filter material. The calculations show that the error in estimating the average γ -radiation spectrum energy depends on the spectrum and varies from 5% (0.25 MeV) to 36% (MeV 1.25 MeV), which allows to obtain a lower and upper estimate of the dose rate for personnel who must carry out repairs in premises.

The proposed methodology makes it possible to assess the maximum safety time of personnel in the zone of radioactive contamination, the minimum number of workers for repair work, and also to draw up a working plan for repair work, i.e. minimize the material losses that may arise in such situations.

Keywords: radiation accident, average spectrum energy, dose rate of external radiation, ionizing radiation, radioactive contamination of the environment, radiation monitoring, nuclear power plant.