

Аттестация специализированного источника гамма-излучения, пространственно совмещённого с моделирующим опорным полем нейтронов

Александр Александрович Громов^{1✉}, Александр Парфирьевич Жанжора²,
Владимир Фёдорович Шикалов^{3✉}

^{1, 2} Всероссийский научно-исследовательский институт физико-технических и радиотехнических измерений, г. п. Менделеево, Московская область, Россия

¹gromov_a@vniiftri.ru[✉], ²zhanzhora@mail.ru

³ Научно исследовательский центр «Курчатовский институт», Москва, Россия, Shikalov_VF@nrcki.ru[✉]

Аннотация. Приведены результаты метрологических исследований поля экспериментального канала исследовательского ядерного реактора ОР (экспериментальная база НИЦ «Курчатовский институт») мощностью 0,1–300 кВт. Получены эмпирические зависимости вклада поглощённой дозы гамма-излучения за время повышения и снижения мощности реактора ОР в общую поглощённую дозу за все время облучения в реакторе и мощности поглощённой дозы от мощности реактора ОР в установившемся режиме. По этим результатам можно предварительно рассчитать поглощённую дозу и мощность поглощённой дозы гамма-излучения. По результатам метрологических исследований экспериментальный канал реактора ОР аттестован по мощности поглощённой дозы гамма-излучения в качестве специализированного источника гамма-излучения, пространственно совмещённого с моделирующим опорным полем нейтронов в этом канале. Специализированный источник предназначен для калибровки средств измерений специального назначения и проведения испытаний на радиационную стойкость изделий, работающих в условиях смешанного гамма-нейтронного излучения ядерных реакторов.

Ключевые слова: ядерный реактор, поглощённая доза, мощность поглощённой дозы, смешанное поле гамма-нейтронного излучения, стандартный образец

Для цитирования: Громов А. А., Жанжора А. П., Шикалов В. Ф. Аттестация специализированного источника гамма-излучения, пространственно совмещённого с моделирующим опорным полем нейтронов // Измерительная техника. 2021. № 3. С. 53–57. <https://doi.org/10.32446/0368-1025it.2021-3-53-57>

Certification of a specialized source of gamma radiation spatially combined with modeling reference field of neutron radiation

Alexander A. Gromov^{1✉}, Alexander P. Zhanzhora², Vladimir F. Shikalov^{3✉}

^{1, 2} Russian Metrological Institute of Technical Physics and Radio Engineering, Mendeleevo, Moscow region, Russia

¹gromov_a@vniiftri.ru[✉], ²zhanzhora@mail.ru

³ National Research Center “Kurchatov Institute”, Moscow, Russia, Shikalov_VF@nrcki.ru[✉]

Abstract. The results of metrological studies of the field of the experimental channel of the research nuclear reactor OR (experimental base of the NRC “Kurchatov Institute”) with a capacity of 0.1–300 kW are presented. The empirical dependence of the contribution of the absorbed dose of gamma radiation during the raising and lowering reactor power in the total absorbed dose during the irradiation in the reactor and absorbed dose rate from a power reactor OR in the steady state. Based on these results, the absorbed dose and absorbed dose rate of gamma radiation can be pre-calculated. According to metrological studies results, the experimental channel of the reactor OR was certified in terms of the absorbed dose rate of gamma radiation as a specialized source of gamma radiation spatially combined with the modeling reference field of neutrons. The specialized source is designed for calibration of special-purpose measuring instruments and testing for radiation resistance of products operating in conditions of mixed gamma-neutron radiation of nuclear reactors.

Keywords: nuclear reactor, absorbed dose, absorbed dose rate, mixed neutron and gamma radiation, standard sample

Введение. Радиационная установка на основе исследовательского ядерного реактора ОР (реактор ОР) входит в состав экспериментальной базы НИЦ «Курчатовский институт» [1]. Реактор ОР является водо-водяным, гетерогенным реактором с гидростатическим давлением теплоносителя в первом контуре.

На этом реакторе калибруют средства измерений, работающие в условиях смешанного гамма-нейтронного излучения ядерных реакторов, а также испытывают на радиационную стойкость различные изделия, поэтому необходимо отдельно знать характеристики как нейтронной, так и гамма-составляющих излучения.

Основные характеристики реактора ОР

Тепловая мощность, кВт	0,1–300
Максимальная плотность потока нейтронов, см ⁻² ·с ⁻¹	8·10 ¹²
Вид топлива	²³⁵ U
Загрузка топлива, кг	3,375
Обогащение, %	36
Среднее выгорание, %, не более	0,6
Замедлитель	вода
Отражатель	графит

В экспериментальном канале (ЭК) реактора ОР ранее было создано и аттестовано моделирующее опорное поле нейтронов с диапазоном воспроизведения флюенса нейтронов 10⁷–10¹⁵ см⁻² и дифференциальным спектром нейтронов 10⁻¹⁰–18 МэВ [2, 3]. Экспериментальный канал представляет собой полую вертикальную трубу диаметром 150 мм, расположенную вне активной зоны реактора ОР.

Так как в реакторе нейтронному излучению сопутствует гамма-излучение, необходимо аттестовать моделирующее опорное поле нейтронов по мощности поглощённой дозы гамма-излучения в рабочем диапазоне мощности реактора. Ранее подобная работа была проведена на реакторе другого типа [4]. В статьях [5–8] дана оценка гамма-составляющей в смешанных полях реакторного излучения по результатам расчётов и измерений. Однако расчётные методы имели недостаточную точность, а при измерениях использовали средства измерений неутверждённого типа.

В целях аттестации реактора ОР по мощности поглощённой дозы гамма-излучения, $\dot{D}$, проведены метрологические исследования поля смешанного гамма-нейтронного излучения реактора. В процессе исследований использовали следующие средства измерений, стандартные образы (СО) и вспомогательные оборудование:

государственный первичный специальный эталон единицы мощности поглощённой дозы интенсивного фотонного, электронного и бета-излучений для радиационных технологий ГЭТ 209-2014 [8];

СО поглощённой дозы фотонного ионизирующего излучения (силикатное стекло с добавкой никеля) СО ПД (ДТС)-0,05/10, регистрационный номер в реестре СО Федерального информационного фонда по обеспечению единства измерений ГСО № 9447-2009 (далее ГСО) [4]. ГСО аттестован на ГЭТ 209-2014 с использованием спектрофотометра Specord M40 (ВНИИФТРИ). Границы допускаемых значений относительной погрешности аттестованного значения ГСО при доверительной вероятности $P=0,95$ составляют 3 и 7 % для диапазона поглощённых доз в воде $D=50\ldots600$ Гр и $D=1\ldots10$ кГр при измерениях на длинах волн 360 и 745 нм соответственно. Согласно расчётам [5] вклад нейтронов в измеренную поглощённую дозу не превышает 5–7 % поглощённой дозы гамма-излучения в условиях поля излучения реактора ОР;

спектрофотометр для измерений оптической плотности в видимой и ультрафиолетовой области спектра Specord M40 (ВНИИФТРИ), $\delta \leq 0,3$ %, $P_{\text{дов}}=0,95$;

спектрофотометр для измерений оптической плотности в видимой области спектра ПЭ 5400ВИ (Курчатовский институт), $\delta \leq 0,5$ %, $P_{\text{дов}}=0,95$;

система мониторинга мощности реактора ОР, с помощью которой отслеживают относительные изменения мощности реактора ОР в диапазоне 0,1–300 кВт. Система мониторинга мощности реактора ОР состоит из большого количества различных датчиков, расположенных в разных зонах реактора. Информация датчиков в режиме реального времени обрабатывается в компьютере с применением специального программного обеспечения. Погрешность мониторинга мощности реактора составляет не более 1–2 % [1].

Метрологические исследования. При метрологических исследованиях поля в канале ЭК реактора ОР ГСО располагали на приспособлении, состоящем из шести круглых площадок диаметром 80 мм, удалённых друг от друга по вертикали на расстояние 63 мм. Площадки жёстко соединены между собой по оси на штанге. С помощью штанги приспособление опускали в канал ЭК-1, так чтобы центр приспособления находился напротив центра активной зоны реактора ОР.

Все ГСО находились в одной плоскости, перпендикулярной боковой поверхности реактора ОР. При этом точки аттестуемого объёма канала с чётными номерами располагались ближе к реактору ОР, а с нечётными номерами – дальше. Нумерация точек начиналась с нижней площадки, на которой находились точки 1, 2, на следующей – точки 3, 4 и т. д. Кроме того, три точки располагались на пересечении штанги и центров трёх площадок: нижней (точка 13), верхней (точка 15) и центральной (точка 14) напротив центра активной зоны реактора ОР.

В процессе облучения ГСО были активированы и не подлежали выносу за пределы НИЦ «Курчатовский институт», поэтому измерения оптической плотности облучённых ГСО проводили на спектрофотометре ПЭ 5400ВИ (НИЦ «Курчатовский институт») спустя 22–26 ч после облучения в соответствии с описанием типа стандартного образца. Идентичность измерений поглощённой дозы на разных спектрофотометрах проверяли путём измерения оптической плотности A светофильтров, входящих в состав спектрофотометров.

Таблица 1

Проверка идентичности результатов измерений спектрофотометрами ПЭ 5400ВИ и Specord M40

$N_{\text{сф}}$	λ , нм	Specord M40		ПЭ 5400ВИ		$\Delta D_{\text{сф}}$, %
		A , отн. ед.	$D_{\text{сф}}$, Гр	A , отн. ед.	$D_{\text{сф}}$, Гр	
1	360	0,2743	109,4	0,2774	111,2	1,6
2	360	0,4132	188,3	0,4163	190,1	0,9
3	360	0,7184	361,7	0,7168	360,7	–0,3
4	360	0,8247	422,0	0,8211	420,0	–0,5
5	360	0,9462	491,0	0,9397	487,3	–0,8
1	745	0,2358	1120	0,2345	1100	–1,4
2	745	0,3918	4180	0,3941	4200	1,5

Таблица 2

Расчёт доли поглощённой дозы $\delta D_{c/n}$ за время снижения/повышения мощности реактора

M , кВт	$\Sigma(\delta D)$, отн. ед.	$\Sigma(\delta D_n)$, отн. ед.	$\Sigma(\delta D_c)$, отн. ед.	$\Sigma(\delta D_{уст})$, отн. ед.	$\overline{\delta D_{уст}}$, отн. ед.	$S(\overline{\delta D_{уст}})$, отн. ед.	$S(\overline{\delta D_{уст}})$, %	$\Sigma(\delta D_{c/n})$, отн. ед.	$\delta D_{c/n}$, %	t , с
10	895	45,1	23	826,4	10,1	0,305	0,037	68,1	7,6	3600
50	7183	929	58	6196	50,4	0,454	0,902	987	13,7	7200
100	7071	1159	120	5892	99,9	0,417	0,007	1179	16,7	3600
200	9393	1872	170	7351	198,7	1,692	0,852	2042	21,7	1800

Таблица 3

Расчёт доли поглощённой дозы $\delta D_{c/n}/t_o$ за время снижения/повышения мощности при различных значениях мощности реактора ОР при времени облучения $t_o=1$ ч

M , кВт	$\Sigma(\delta D_{c/n})$, отн. ед.	$\overline{\delta D_{уст}}$, отн. ед.	$\Sigma(\delta D)/t_o$, отн. ед.	$\delta D_{c/n}/t_o$, %
10,1	68,1	826	895	7,6
50,4	987	6196	4085	24,2
99,9	1179	5892	7071	16,7
198,7	2042	7351	16744	12,2

По результатам измерений оптической плотности светофильтров различной плотности на длинах волн $\lambda=360$ и 745 нм в соответствии с градуировочными зависимостями ГСО для двух диапазонов поглощённой дозы светофильтрам были приписаны так называемые поглощённые дозы светофильтров $D_{сф}$ (паспортные значения A светофильтров определены для $\lambda=300, 400, 600$ и 700 нм). Результаты измерений и расчётов представлены в табл. 1 (где $N_{сф}$ – номера светофильтров). Разница $\Delta D_{сф}$ значений $D_{сф}$, полученных на разных спектрофотометрах, составляет не более 1,6 %. Таким образом, результаты измерений поглощённой дозы на спектрофотометрах ПЭ 5400ВИ и Spexord M40 идентичны в пределах 2 %.

Для каждого пуска реактора рассчитывали отношение поглощённой дозы за время повышения и снижения мощности реактора ОР к полной поглощённой дозе. Для этого использовали показания системы мониторингирования. При мощности реактора $M=1$ кВт вклад в полную дозу за время снижения/повышения мощности $D_{c/n}$ составил менее 1 %, поэтому при расчёте мощности поглощённой дозы $\dot{D}$ её не учитывали.

В табл. 2 приведены результаты расчёта доли поглощённой дозы $\delta D_{c/n}$ (в процентах) при снижении/повышении мощности относительно полной дозы. Здесь $\Sigma(\delta D)$, $\Sigma(\delta D_n)$, $\Sigma(\delta D_c)$, $\Sigma(\delta D_{уст})$ – суммарные показания системы мониторингирования за время t работы реактора ОР, при повышении и снижении мощности реактора и установившейся мощности соответственно; $\overline{\delta D_{уст}}$, $S(\overline{\delta D_{уст}})$ – среднее значение показаний системы мониторингирования при установившейся мощности и среднее квадратическое отклонение (СКО) этого среднего значения соответственно; $\delta D_{c/n} = \Sigma(\delta D_{c/n})/\Sigma(\delta D)$ – отношение показаний системы мониторингирования за время снижения/повышения мощности к суммарному значению показаний системы мониторингирования за время t работы реактора ОР.

Поглощённая доза $\delta D_{c/n}$ за время снижения/повышения мощности относительно общей поглощённой дозы составила 7,6; 13,7; 16,7 и 21,7 % при $M=10; 50; 100$ и 200 кВт соответственно.

На рис. 1 в качестве примера представлены показания системы мониторингирования в течение времени работы реактора.

В табл. 3 приведены результаты расчёта доли поглощённой дозы $\delta D_{c/n}/t_o$ за время снижения/повышения мощности реактора ОР, приведённой к времени облучения $t_o=3600$ с, при различной мощности реактора.

На рис. 2 представлена зависимость доли поглощённой дозы за время снижения/повышения мощности от мощности

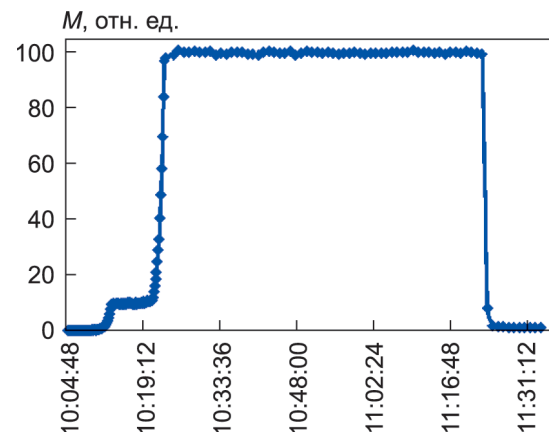


Рис. 1. Временная диаграмма системы мониторингирования ректора при мощности 100 кВт; по оси ординат отложены показания гамма-монитора – мощность M реактора в соответствующий момент времени, по оси абсцисс – время работы реактора

Fig. 1. Time diagram of the reactor monitoring system at a power of 100 kW; on the ordinate axis, the gamma monitor readings are postponed – the reactor power at the corresponding time M , on the abscissa axis – the reactor operating time

реактора в установившемся режиме (уравнение кривой и коэффициент корреляции соответственно $y=165,21x^{-0,493}$, $R^2=0,9976$). Найдена эмпирическая зависимость поглощённой дозы за время снижения/повышения мощности $\delta D_{c/n}$ от мощности реактора ОР в диапазоне $M=50 \dots 200$ кВт:

$$\delta D_{c/n} = 165,21 M^{-0,493}.$$

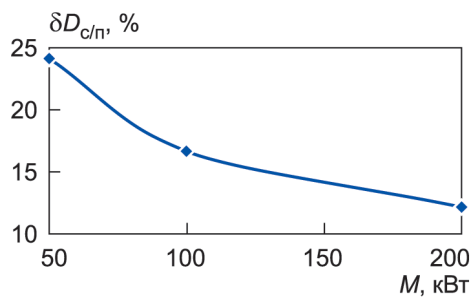


Рис. 2. Изменение доли поглощённой дозы за время снижения/повышения мощности $\delta D_{c/p}$ в общей поглощённой дозе при изменении мощности M реактора в диапазоне 50–200 кВт в течение времени облучения $t_o = 1$ ч в установившемся режиме облучения

Fig. 2. Change in the part of absorbed dose during the decrease/increase of the power in the total absorbed dose when the power of the reactor changes in the range of 50–200 kW for the irradiation time $t_i = 1$ h in the steady-state irradiation mode

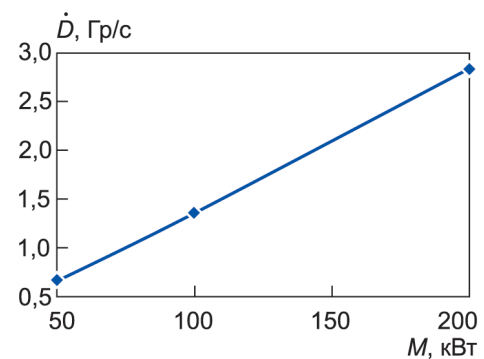


Рис. 3. Зависимость мощности $\dot{D}$ поглощённой дозы в точке 6 (при среднем значении показаний мониторинговой системы) от мощности M реактора в установившемся режиме облучения

Fig. 3. Dependence of the absorbed dose rate $\dot{D}$ at point no. 6 (average value of the monitor system reading) on the reactor power M in the steady state during irradiation

Таблица 4

Значения поглощённых доз D , Гр, в различных точках аттестуемого объёма при разных мощностях M реактора

N_T	M , кВт				
	1	10,1	50,4	99,9	198,7
1	135,9	443,7	4880	5170	5160
2	160,3	552,6	4460	4060	5410
3	161,4	502,8	4720	4610	6090
4	185,8	659,8	5390	4280	6260
5	160,9	527,2	5090	5920	6120
6	201,1	685,3	5610	4560	6530
7	162,4	535,7	4980	4870	6230
8	204,7	666,7	5720	5920	6500
9	156,3	662,5	4770	4950	6060
10	186,4	500,9	5420	4980	6230
11	140,5	455,5	4390	4820	5520
12	173,6	570,3	4900	5720	5800
13	150,1	549,3	4110	6090	5360
14	185,3	—	5720	4060	6150
15	150,7	501,6	5060	—	4900

В табл. 4 приведены результаты измерений поглощённой дозы D , включая дозы за время снижения/повышения мощности, в разных точках (N_T – номера точек) аттестуемого объёма при различных мощностях реактора.

В табл. 5 представлены значения мощности $\dot{D}$ поглощённой дозы в различных точках аттестуемого объёма при различных мощностях M реактора.

Зависимость мощности $\dot{D}$ в точке 6 от мощности M реактора ОР в диапазоне 50–200 кВт в установившемся режиме облучения приведена на рис. 3 (уравнение кривой и коэффициент корреляции соответственно: $y = 0,0109x^{-10507}$; $R^2 = 0,9999$).

Полученные результаты позволяют предварительно рассчитать значение и мощность поглощённой дозы при

Таблица 5

Мощность $\dot{D}$ поглощённой дозы, Гр/с, в различных точках аттестуемого объёма при различных мощностях реактора

N_T	M , кВт				
	1	10,1	50,4	99,9	198,7
1	0,0123	0,114	0,535	0,94	2,25
2	0,0145	0,142	0,585	1,20	2,35
3	0,0146	0,129	0,646	0,99	2,65
4	0,0169	0,169	0,566	1,07	2,72
5	0,0146	0,135	0,610	1,06	2,66
6	0,0183	0,176	0,672	1,37	2,84
7	0,0147	0,137	0,597	1,13	2,71
8	0,0186	0,171	0,686	1,36	2,83
9	0,0142	0,170	0,572	1,15	2,64
10	0,0169	0,129	0,649	1,15	2,71
11	0,0127	0,117	0,526	1,12	2,40
12	0,0158	0,146	0,588	1,32	2,52
13	0,0136	0,141	0,493	1,41	2,33
14	0,0168	—	0,686	0,94	2,67
15	0,0137	0,129	0,607	—	2,13

мощности реактора ОР в диапазоне 50–200 кВт, а после повышения мощности реактора до заданного значения по данным системы мониторингирования можно рассчитать значение и мощность поглощённой дозы с погрешностью ± 20 % и поглощённую дозу за время снижения/повышения мощности с погрешностью ± 25 % при $P_{дов} = 0,95$.

Закключение. Выполненные метрологические исследования позволили аттестовать экспериментальный канал реактора ОР по мощности поглощённой дозы гамма-излучения в качестве специализированного источника гамма-излучения, пространственно совмещённого с моделирующим опорным полем нейтронов. С помощью специализированного источника гамма-излучения можно калибровать средства измерений

специального назначения и испытывать на радиационную стойкость изделия, работающие в условиях смешанного гамма-нейтронного излучения ядерных реакторов.

Список литературы

1. Мадеев В. Г., Уксусов Е. И., Чешигин И. В., Бадретдинов Т. М., Дегтярев А. С. Облучательная установка ОР-М для исследования радиационной стойкости оборудования к воздействию нейтронов и гамма-излучения ядерного реактора // Вопросы атомной науки и техники. Серия: Физика радиационного воздействия на радиоэлектронную аппаратуру. 2013. № 4. С. 77–79.
2. Севастьянов В. Д., Николаев С. А., Сомов И. Б., Шикалов В. Ф., Миттельман М. Г. Нейтронные поля исследовательских реакторов для градуировки внутриреакторных детекторов АЭС // Атомная энергия. 2006. Т. 100. № 2. С. 97–107.
3. Севастьянов В. Д., Волков А. Е., Петрунин Н. В., Шикалов В. Ф., Миттельман М. Г., Воинов А. М., Кувшинов М. И., Кошелев А. С., Маслов Г. Н. Высокоинтенсивные поля нейтронов для градуировки детекторов штатной аппаратуры мощных ядерных реакторов // Приборы и техника эксперимента. 2003. Т. 46. № 6. С. 13–22.
4. Генералова В. В., Жанжора А. П., Кошелев А. С., Нарожный А. Т. Специализированный источник гамма-излучения, пространственно совмещенный с моделирующим опорным полем нейтронов МОП-К2 // Измерительная техника. 2010. № 1. С. 35–39.
5. Муссаева М. А., Ибрагимова Э. М., Муминов М. И. Дозиметрия реакторного излучения с помощью плавного кварца // Атомная энергия. 2006. Т. 100. № 3. С. 216–220.
6. Delgado A., Mixed Field Dosimetry, 10th International Congress of The International Radiation Protection Association IRPA-10, URL: <https://www.irpa.net/irpa10/pdf/E12.pdf> (дата обращения: 03.07.2020).
7. Брискман Б. А., Новгородцев Р. Б. Дозиметрия смешанных гамма-нейтронных излучений // Атомная энергия. 1974. Т. 36. № 1. С. 39–49.
8. Trompier F., Fattibene P., Tikunov D., Bartolotta A., Carosi A., Doca M. C., Radiation Protection Dosimetry, 2004, vol. 110, no. 1-4, pp. 437–442. <https://doi.org/10.1093/rpd/nch225>
9. Алейкин В. В., Генералова В. В., Громов А. А., Коваленко О. И. Государственный первичный специальный эталон единицы мощности поглощенной дозы интенсивного фотонного, электронного и бета-излучений для радиационных технологий ГЭТ 209-2014 // Измерительная техника. 2019. № 7. С. 10–13. <https://doi.org/10.32446/0368-1025it.2019-7-10-13>
10. Дойников А. С., Жанжора А. П., Коваленко О. И., Тенишев В. П., Юров Л. В. Анализ существующей нормативной правовой базы по обеспечению единства измерений для стандартных образцов и выработка предложений по ее гармонизации с международным законодательством // Альманах современной метрологии. 2018. № 13. С. 145–175.

11. Воронцов С. В., Кошелев А. С., Хоружий В. Х., Дроздов И. Ю., Коваленко О. И., Генералова В. В., Севастьянов В. Д., Жанжора А. П. Мультикомпонентное опорное поле излучений радиационного воздействия на исследователях ядерных реакторах с функцией испытательного комплекса // Альманах современной метрологии. 2015. № 5. С. 11–20.

References

1. Madeev V. G., Uksusov E. I., Cheshigin I. V., Badretdinov T. M., Degtyarev A. S., Irradiation Installation Or-M for Researches of Equipment Radiation Resistance to Neutron and Gamma Radiation Influence of Nuclear Reactor, Questions of atomic science and technics. Series: Physics of radiation effects on radio-electronic equipment, 2013, no. 4, pp. 77–79 (in Russ.).
2. Sevast'yanov V. D., Nikolaev S. A., Somov I. E., Shikalov V. F., Mittel'man M. G., Neutronnye polya issledovatel'skikh reaktorov dlya graduirovki vnutrireaktornykh detektorov AES, Atomnaya energiya, 2006, vol. 100, no. 2, pp. 96–103 (in Russ.).
3. Sevast'yanov V. D., Volkov A. E., Petrunin N. V., Shikalov V. F., Mittelman M. G., Voinov A. M., Kuvshinov M. I., Koshelev A. S., Maslov G. N., High-Intensity Neutron Fields for Calibrating the Detectors of a Standard Control System of High-Power Nuclear Reactors, Instruments and Experimental Techniques, 2003, vol. 46, no. 6, pp. 739–747 (in Russ.).
4. Generalova V. V., Zhanzhora A. P., Koshelev A. S., Narozhnyi A. T., Measurement Techniques, 2010, vol. 53, no. 1, pp. 35–39. <https://doi.org/10.1007/s11018-010-9455-4>
5. Mussaeva M. A., Ibragimova E. M., Muminov M. I., Dosimetry of Gamma-Radiation of Reactor with Fused Quartz, Atomic Energy, 2006, vol. 100, no. 3, pp. 216–220 (in Russ.).
6. Delgado A., Mixed Field Dosimetry, 10th International Congress of The International Radiation Protection Association IRPA-10, available at: <https://www.irpa.net/irpa10/pdf/E12.pdf> (accessed: 03.07.2020).
7. Briskman B. A., Novgorodtsev R. B., Dosimetry of mixed n-γ radiation, Atomnaya energiya, 1974, vol. 36, no. 1, pp. 30–49 (in Russ.).
8. Trompier F., Fattibene P., Tikunov D., Bartolotta A., Carosi A., Doca M. C., Radiation Protection Dosimetry, 2004, vol. 110, no. 1-4, pp. 437–442. <https://doi.org/10.1093/rpd/nch225>
9. Aleikin V. V., Generalova V. V., Gromov A. A., Kovalenko O. I., Measurement Techniques, 2019, vol. 62, no. 7, pp. 587–591. <https://doi.org/10.1007/s11018-019-01664-4>
10. Doinikov A. S., Zhanzhora A. P., Kovalenko O. I., Tenshev V. P., Yurov L. V., Analysis of the existing regulatory framework to ensure the uniformity of measurement for reference materials and development of proposals for its harmonization with international law, Almanac of modern metrology, 2018, no. 13, pp. 145–175 (in Russ.).
11. Vorontsov S. V., Koshelev A. S., Khoruzhi V. Kh., Drodov I. Yu., Kovalenko O. I., Generalova V. V., Sevast'yanov V. D., Zhanzhora A. P., A multicomponent reference field of radiation effect at a research reactor with a test system function, Almanac of modern metrology, 2015, no. 5. pp. 11–20 (in Russ.).

Статья поступила в редакцию 05.08.2020; принята к публикации 12.11.2020.