

ХАРАКТЕРИСТИКИ НЕЙТРОННЫХ ПОЛЕЙ НА РАДИАЦИОННЫХ ОБЪЕКТАХ АО «ГНЦ НИИАР»

М. Д. Пышкина¹, А. В. Васильев¹, А. А. Екидин¹, Е. И. Назаров¹, В. В. Авдонин²

¹ Институт промышленной экологии УрО РАН, г. Екатеринбург, Россия

² АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград, Россия

Проведены измерения энергетического распределения плотности потока и анизотропии нейтронного излучения на рабочих местах персонала АО «ГНЦ НИИАР» в помещениях корпуса исследовательских реакторов и корпуса горячих камер. На рабочих местах присутствуют нейтронные поля как с высокой составляющей быстрых нейтронов (крышка исследовательского реактора СМ-3), так и низкоэнергетичные поля за биологической защитой горячих камер. Принимая во внимание анизотропию нейтронов, эталонное значение $H_p(10)$ было рассчитано с использованием коэффициентов перехода от плотности потока к индивидуальному эквиваленту дозы $H_p(10, \theta)$ для каждого из 4 углов (0° , $+90^\circ$, -90° и 180°). Полученные значения сравнивались с показаниями индивидуальных дозиметров для определения поправочных коэффициентов для конкретного рабочего места. В данной работе представлены результаты, которые демонстрируют сложность и тщательность учета факторов, определяющих индивидуальный и/или амбиентный эквивалент дозы и необходимых для проведения измерений в нейтронных полях на рабочих местах.

Ключевые слова: энергетическое распределение нейтронов; анизотропия; поправочные коэффициенты; дозиметрический контроль; дозиметр.

1. Введение

Индивидуальный дозиметрический контроль (ИДК) проводится для определения доз внешнего облучения персонала с целью выявления степени радиационного риска при профессиональном облучении, возможностей его снижения и предупреждения переоблучения. АО «ГНЦ НИИАР» эксплуатирует разнообразные источники ионизирующих излучений: от ампулированных радионуклидных источников до реакторных установок. Сотрудники, обслуживающие ядерные реакторы, подвергаются воздействию сложного по компонентному составу излучения широкого энергетического диапазона, изменяющегося во времени и пространстве. Основными видами излучения, дающими вклад в дозу облучения персонала при работе за защитой реакторных установок и в полях их излучений, являются нейтроны с энергией от тепловых до сверхбыстрых, фотоны и заряженные частицы. При работе реакторных установок основной вклад в дозу облучения могут давать нейтроны. В отличие от дозиметрии фотонного излучения, дозиметрия нейтронного излучения является сложной и нерешенной полностью задачей. Энергетические спектры реальных нейтронных полей в различных частях ядерных реакторов и в помещениях, помимо биологической защиты, а также спектры нейтронного излучения свежего и/или отработавшего ядерного топлива

и радиоизотопных источников могут быть очень разнообразными по форме и варьироваться от сотых долей эВ (тепловые нейтроны) до единиц и десятков МэВ (быстрые нейтроны). За рубежом [1–11] проводилось большее, чем в России [12–17], количество работ по оценке доз облучения персонала нейтронным излучением с учетом его энергетического распределения и анизотропии. Данные работы показывают, что подобные измерения необходимо проводить на всех объектах, где возможно облучение персонала нейтронным излучением. Большую роль в формировании полей играет конструкция и компоновка реакторной установки, а также окружающее ее пространство.

Цель выполненных исследований – экспериментально определить характеристики нейтронных полей, позволяющие снизить неопределенность в оценке дозы работников АО «ГНЦ НИИАР» при нейтронном облучении.

Задачи исследования:

- измерение энергетического распределения нейтронного излучения;
- определение анизотропии нейтронного излучения;
- оценка основных характеристик полей нейтронного излучения;
- определение поправочных коэффициентов.

2. Материалы и методы

Для измерения энергетического распределения нейтронного излучения использован дозиметр-радиометр МКС-АТ1117М с БДКН-06 (поверен до 21.06.2022, номер свидетельства С-СЕ/22-06-2021/72476028) и набором сфер-замедлителей (далее СИ ИПЭ) (рис. 1). СИ ИПЭ разработан сотрудниками Института промышленной экологии для восстановления энергетического распределения нейтронного излучения путем измерения отклика детектора тепловых нейтронов на изменение условий модерации стационарного потока сферами-замедлителями различного диаметра. СИ ИПЭ произведен в УП «АТОМТЕХ» и внесен в государственный реестр средств измерений № 29551-19. Восстановление спектра энергетического распределения нейтронного излучения выполнено на основе аттестованной методики, разработанной специалистами ИПЭ УрО РАН, номер в реестре № ФР.1.38.2020.37361.



Рис. 1. Мультисферный дозиметр-радиометр МКС-АТ1117М с БДКН-06 и полиэтиленовыми сферами-замедлителями

Энергетическое распределение плотности потока нейтронного излучения использовалось для получения основных характеристик, описывающих поле нейтронного излучения: средняя энергия по спектру, интегральная плотность потока, удельный AMBIENTНЫЙ эквивалент дозы, МАЭД.

Интегральная плотность потока нейтронного излучения определяется как:

$$\Phi = \int_0^{\infty} \Phi_E(E) dE, \quad (1)$$

где $\Phi_E(E)$ – дифференциальная плотность потока в зависимости от энергии нейтронного излучения.

Средняя энергия согласно [18] определяется как:

$$\bar{E} = \frac{1}{\Phi} \int_0^{\infty} E \cdot \Phi_E(E) dE, \quad (2)$$

где Φ – интегральная плотность потока, $\Phi_E(E)$ – дифференциальная плотность потока в зависимости от энергии нейтронного излучения.

Мощность AMBIENTНОГО эквивалента дозы определяется как:

$$\dot{H}^*(10) = \int_0^{\infty} h^*(10, E) \cdot \Phi_E(E) dE, \quad (3)$$

где $h^*(10, E)$ – удельный AMBIENTНЫЙ эквивалент дозы в зависимости от энергии нейтронного излучения.

Удельный AMBIENTНЫЙ эквивалент дозы определяется по формуле (4):

$$h^*(10) = \frac{1}{\dot{H}^*(10)} \int_0^{\infty} h^*(10, E) \cdot \Phi_E(E) dE. \quad (4)$$

Угловое распределение нейтронного излучения было оценено с помощью альбедных термолюминесцентных (ТЛ) дозиметров ДВГН-01, размещенных на четырех вертикальных сторонах фантома взрослого человека. Консервативно принимается, что сумма показаний дозиметров одного типа на всех вертикальных сторонах фантома представляет 100 % от плотности потока в данной точке. Таким образом, ТЛ дозиметр, располагающийся на передней стороне фантома, детектирует только нейтроны, которые падают перпендикулярно на него, и не регистрирует нейтроны, падающие под другими углами. Нейтроны, прилетающие с верха и с низа фантома, не учитывались, и предполагалось, что их плотность потока равна 0. В данном методе предполагалось, что энергетическое распределение нейтронов со всех сторон фантома одинаковое, так как нет возможности определить его зависимость от угла падения.

Угловое распределение также использовано для оценки условно истинного значения мощности индивидуального эквивалента дозы:

$$\dot{H}_p(10) = \sum_{\theta} \dot{H}_p(10, \theta), \quad (5)$$

$$\dot{H}_p(10, 0^\circ) = \varphi(0^\circ) \cdot h_p(10, 0^\circ), \quad (6)$$

$$\dot{H}_p(10, \theta) = (\varphi(+\theta) + \varphi(-\theta)) \cdot h_p(10, \theta). \quad (7)$$

3. Результаты

Все измерения энергетического и углового распределения плотности потока нейтронного излучения были проведены в рабочих помещениях АО «ГНЦ НИИАР»:

- в здании размещения исследовательских ядерных реакторов СМ-3 и РБТ-6;
- в помещениях горячих камер отделения радионуклидных источников и препаратов.

В помещении исследовательских ядерных реакторов в августе 2021 г. проведены исследования характеристик нейтронного поля на крышке реакторов СМ-3 и РБТ-6 над активной зоной на высоте 1,5 м (рис. 2). В том же

помещении проведены измерения при перегрузке облученной мишени из активной зоны реактора СМ-3 в контейнер типа А-725 с толщиной стенок 15–20 см. Измерения проводились на расстоянии 3 м от мишени и на высоте 1,5 м от крышки реактора СМ-3. В здании отделения радионуклидных источников и препаратов измерения проводились напротив горячих камер (ГК) на расстоянии 1 м от защитного стекла (место расположение персонала) на высоте 1,5 м, в которых не были размещены источники излучения, а также при размещении в ГК облученной мишени, содержащей трансурановые элементы. В табл. 1 приведены основные характеристики нейтронного излучения, полученные для рабочих мест персонала. Принятое значение МАЭД было рассчитано на основе данных об энергетическом распределении плотности потока нейтронного излучения. Спектры нейтронного излучения, полученные на рабочих местах персонала, представлены на рис. 3.

В здании размещения исследовательских ядерных реакторов исследования производились при нахождении реакторных установок СМ-3, РБТ-6 в следующих режимах:

- реактор СМ-3 на мощности – 90 МВт;
- реактор РБТ-6 на мощности – 6 МВт.

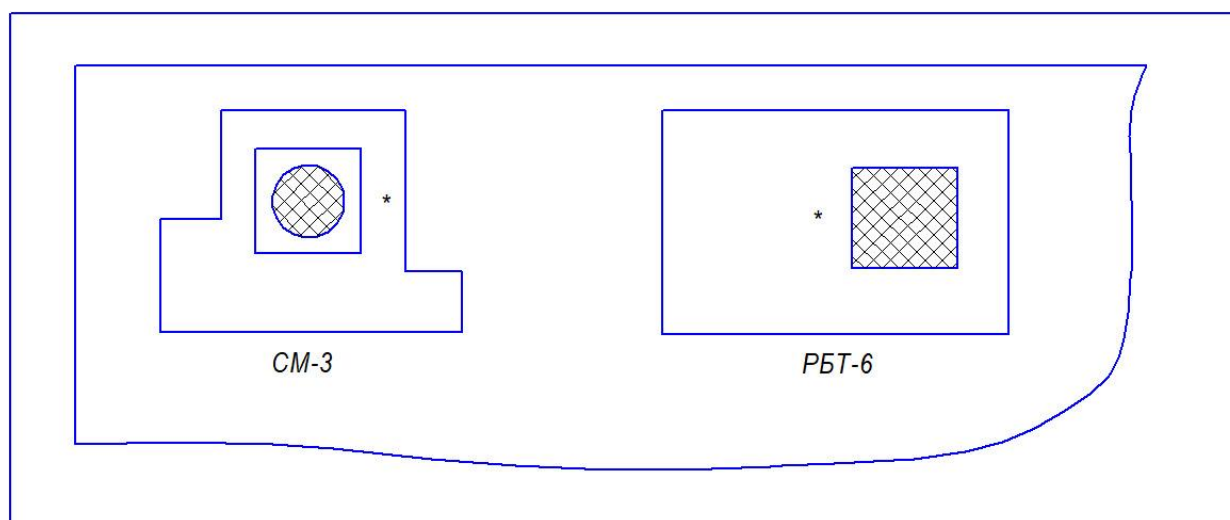


Рис. 2. Точки измерений на крышках реакторов СМ-3 и РБТ-6

Таблица 1. Измеренные и условно истинные значения МАЭД и плотность потока в точках измерения

Места измерений	$E_{ср}$, МэВ	$h^*(10)$, пЗв см ²	Плотность потока, с ⁻¹ см ⁻²	МАЭД _п , мкЗв/ч			МАЭД _у , мкЗв/ч
				Принятое значение	Штатный дозиметр	БДКН-06	
Крышка реактора СМ-3, перегрузка облученной мишени в контейнер типа А-725	0,5	154	395 ± 25	219 ± 5	140	186	180
Крышка реактора СМ-3	1,0	260	221 ± 15	207 ± 2	-	187	141
Крышка реактора РБТ-6	0,010	15	46 ± 5	2,6 ± 0,3	37	7,0	750
ГК с облученным материалом	0,3	74	458 ± 27	122 ± 6	25*	127	3,3
Комплекс горячих камер	0,000 014	12	45 ± 2	1,93 ± 0,04	15*	7,3	20
ГК мишень (облученные материалы)	0,1	68	1724 ± 100	421 ± 30	204	548	9

*Измерения проводились штатным дозиметром-радиометром МКС-АТ1117М с БДКН-03, в иных случаях измерения проводились МКС-01Р.

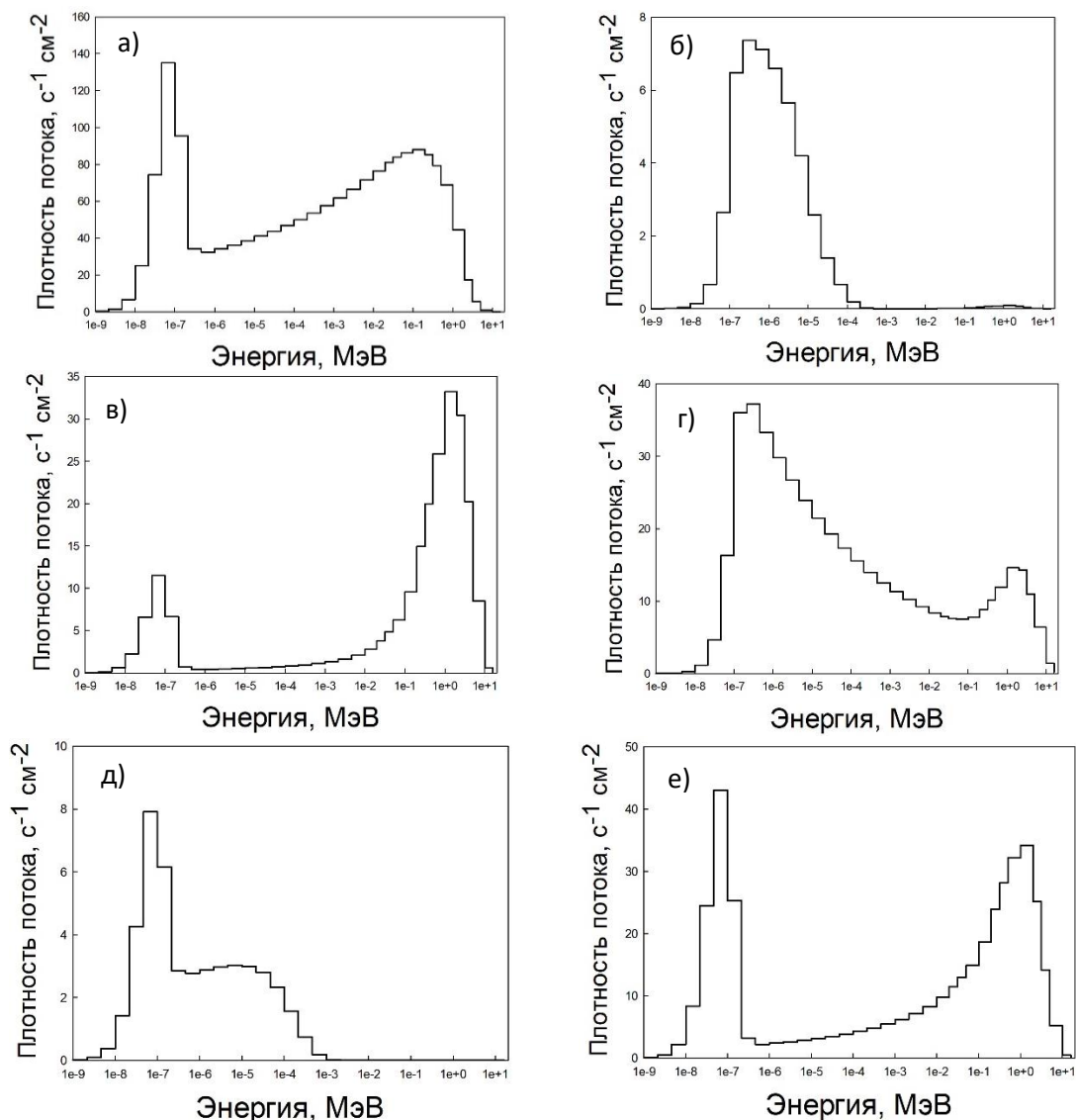


Рис. 3. Энергетическое распределение плотности потока нейтронного излучения на рабочих местах персонала: а) горячая камера, Cf-252, б) центральный зал СМ-3, мишень, в) крышка СМ-3, г) крышка РБТ-6, д) ГК, е) ГК мишень

Для оценки анизотропии плотности потока нейтронного излучения индивидуальные дозиметры размещались на четырех вертикальных сторонах фантома взрослого человека. Условно стороны фантома обозначены: передне-задняя геометрия (ПЗ) соответствует направлению преимущественного распространения нейтронного излучения; задне-передняя геометрия (ЗП); право-левая геометрия (ПЛ) и лево-правая геометрия (ЛП). Измеренные значения представлены в табл. 2. Измерения проводились в двух точках: крышка СМ-3 и крышка РБТ-6. Однако статистически значимые результаты измерения индивидуального эквивалента дозы были получены только для точки на крышке СМ-3.

Таблица 2. ИЭД на крышке реактора СМ-3

Точка измерения		ДВГН-01, мкЗв
Крышка СМ-3	ПЗ	23 294
	ПЛ	9 615
	ЗП	2 232
	ЛП	6 107
Пом. 62 зд. 120	ПЗ	128 819
	ПЛ	1 858
	ЗП	30 120
	ЛП	24 550

Предполагая, что сумма показаний дозиметров одного типа представляет 100 % от плотности потока в данной точке и спектр нейтронного излучения не зависит от угла падения, были определены угловые распределения, представленные в табл. 3.

Таблица 3. Анизотропия нейтронного излучения

Направление	Крышка СМ-3	Пом. 62 зд. 120
-90	15 %	13 %
0	56 %	70 %
90	23 %	16 %
180	5 %	1 %

Условно истинные значения МИЭД были получены при помощи уравнений (5)–(7) (табл. 4).

Таблица 4. Принятые значения МИЭД

мкЗв/ч	Точка измерения	
	Крышка СМ-3	Пом. 62 зд. 120
$\dot{H}_p(10,0^\circ)$	235	135
$\dot{H}_p(10,90^\circ)$	24	15
$\dot{H}_p(10,180^\circ)$	40	24
$\dot{H}_p(10)$	299	174

Поправочные коэффициенты были рассчитаны как отношение условно истинных значений ИЭД к показаниям индивидуальных дозиметров в ПЗ геометрии. Поправочные коэффициенты представлены в табл. 5.

Таблица 5. Поправочные коэффициенты

Величина	Крышка СМ-3		Пом. 62 зд. 120	
	$H_p(10)$, мЗв	К	$H_p(10)$, мЗв	К
Принятое значение	13,8	–	26,0	–
ДВГН-01	23,3	0,6	129	0,2

4. Обсуждение

Исследованы поля нейтронного излучения в здании расположения реакторных установок СМ-3 и РБТ-6 и в здании отделения радионуклидных источников и препаратов. Нейтронное излучение вносит от 1 (крышка реактора РБТ-6) до 98 % (облученные материалы в ГК) в суммарную дозу. Средняя энергия нейтронного излучения варьируется в диапазоне от 10 эВ (ГК) до 1 МэВ (крышка реактора СМ-3). Наиболее высокоэнергетичный спектр наблюдается на крышке реакторной установки СМ-3. Форма спектра обусловлена конструкцией реакторной установки, а именно активной зоны. В конструкции реактора СМ-3 впервые реализована идея получения высокой плотности потока тепловых нейтронов с жестким спектром в замедляющей ловушке в центре активной зоны. Все спектры соответствуют полям нейтронного излучения за защитой. Так, рис. 3 (б) позволяет оценить защитные возможности контейнера, куда помещена облученная в активной зоне мишень. Видно, что основной вклад в плотность потока дают нейтроны с энергией менее 10 кэВ, но быстрые нейтроны все равно присутствуют. Их наличие подтверждают данные табл. 1, а именно высокая средняя энергия и удельный амбиентный эквивалент дозы для такой формы спектра.

По результатам измерения накопленной дозы на крышке реактора СМ-3 можно сделать вывод о наличии направленного поля. На передней плоскости фантома создается 56 % от суммарной дозы по всем направлениям, напротив,

на задней поверхности, – только 5 %, что соответствует минимуму. Аналогичная ситуация наблюдается для измерений в помещениях с ГК. Исходя из анизотропии нейтронного излучения можно выделить преимущественное направление падения излучения, а значит, наиболее опасное. Знание анизотропии нейтронного излучения позволяет корректнее оценивать индивидуальную дозу облучения. По измерениям энергетического распределения плотности потока нейтронного излучения и анизотропии может быть рассчитано принятое значение индивидуальной дозы. В данной работе показано, что в условиях облучения в точке на крышке реактора СМ-3 индивидуальная доза за счет облучения нейтронным излучением за 96 ч составила 13,8 мЗв при данных условиях работы установки, что в 1,67 раз меньше оценок, полученных с помощью индивидуальных дозиметров ДВГН-01, для пом. 62 зд. 120 индивидуальная доза – 26 мЗв за 268 ч, что в 5 раз меньше оценок, полученных с помощью ДВГН-01. Основная погрешность измерения дозы от нейтронов индивидуального дозиметра ДВГН-01 составляет не более ± 15 %. Таким образом, разница в значениях индивидуальных дозиметров и принятого значения не может быть объяснена погрешностью измерений, а заключается в отличии отклика индивидуального дозиметра от величины индивидуального эквивалента дозы.

5. Выводы

1. Нейтронное излучение на объектах АО «ГНЦ НИИАР» может вносить от 1 (крышка реактора РБТ-6) до 98 % (облученные материалы в ГК) в суммарную дозу. Средняя энергия нейтронного излучения варьируется в диапазоне от 10 эВ (пом. 172 зд. 120) до 1 МэВ (крышка реактора СМ-3).

2. На крышке реактора СМ-3 присутствует направленное нейтронное поле. Так, на передней плоскости фантома создается 56 % от суммарной дозы по всем направлениям, на задней поверхности, напротив, только 5 %, что соответствует минимуму. Аналогичная ситуация наблюдается для измерений в пом. 62 зд. 120.

3. Показано, что в условиях облучения в точке на крышке реактора СМ-3 индивидуальная доза за счет облучения нейтронным излучением за 96 ч составила 13,8 мЗв при данных условиях работы установки, что в 1,67 раз меньше оценок, полученных с помощью индивидуальных дозиметров ДВГН-01, для пом. 62 зд. 120 индивидуальная доза – 26 мЗв за 268 ч, что в 5 раз меньше оценок, полученных с помощью ДВГН-01.

4. Выполненные исследования спектра энергий нейтронов и анизотропии нейтронного поля на рабочих местах позволяют обосновать поправочные коэффициенты для адекватной оценки индивидуальной дозы работников АО «ГНЦ НИИАР».

6. Благодарности

Работа выполнена при поддержке гранта Президента Российской Федерации (грант № МК-4027.2021.4).

7. Список литературы

1. Individual neutron monitoring in workplaces with mixed neutron/photon radiation / T. Bolognese-Milsztajn, D. Bartlett, M. Boschung [et al.] // Radiation Protection Dosimetry. – 2004. – Vol. 110, Issue 1 – 4. – P. 753–758.
2. Evaluation of individual dosimetry in mixed neutron and photon radiation fields (EVIDOS). Part I: scope and methods of the project / F. d'Errico, D. Bartlett, T. Bolognese-Milsztajn [et al.] // Radiation Protection Dosimetry. – 2007. – Vol. 125, Issue 1 – 4. – P. 275–280.
3. Evaluation of individual dosimetry in mixed neutron and photon radiation fields (EVIDOS). Part II: conclusions and recommendations / H. Schuhmacher, D. Bartlett, T. Bolognese-Milsztajn [et al.] // Radiation Protection Dosimetry. – 2007. – Vol. 125, Issue 1 – 4. – P. 281–284.
4. Direction distributions of neutrons and reference values of the personal dose equivalent in workplace fields / M. Luszik-Bhadra, T. Bolognese-Milsztajn, M. Boschung [et al.] // Radiation Protection Dosimetry. – 2007. – Vol. 125, Issue 1-4. – P. 364–368.
5. Energy and direction distribution of neutrons in workplace fields: implication of the results from the EVIDOS project for the set-up of simulated workplace fields / M. Luszik-Bhadra, V. Lacoste, M. Reginatto, A. Zimbal // Radiation Protection Dosimetry. – 2007. – Vol. 126, Issue 1 – 4. – P. 151–154.
6. Park, H. Neutron Spectrum Measurement at the Workplace of Nuclear Power Plant with Bonner Sphere Spectrometer / H. Park, J. Kim, K. Choi // J. of Nuclear Science and Technology. – 2014. – Vol. 45. – P. 298–301.
7. Characterisation of mixed neutron–photon workplace fields at nuclear facilities by spectrometry (energy and direction) within the EVIDOS project / M. Luszik-Bhadra, D. Bartlett, T. Bolognese-Milsztajn [et al.] // Radiation Protection Dosimetry. – 2007. – Vol. 124, Issue 3. – P. 219–229.
8. Neutron measurements in the Vandellós II nuclear power plant with a Bonner sphere system / F. Fernandez, M. Bakali, M. Tomas [et al.] // Radiation Protection Dosimetry. – 2004. – Vol. 110, Issue 1 – 4. – P. 517–521.
9. Rimpler, A. Bonner sphere neutron spectrometry at spent fuel casks / A. Rimpler // Nuclear Instruments and Methods in Physics Research A. – 2002. – Vol. 476. – P. 468–473.
10. Bonner sphere neutron spectrometry at nuclear workplaces in the framework of the EVIDOS project / V. Lacoste, M. Reginatto, B. Asselineau, H. Muller // Radiation Protection Dosimetry. – 2007. – Vol. 125, Issue 1-4. – P. 304–308.
11. Measurement of energy and directional distribution of neutron fluence inside a nuclear power plant / M. Luszik-Bhadra, D. Derbau, G. Hallfarth [et al.] // Nuclear Instruments and Methods in Physics Research A. – 2002. – Vol. 476. – P. 457–462.
12. Измерение спектров нейтронного излучения на рабочих местах разделительного производства завода по обогащению урана / А. Г. Алексеев, С. А. Глазунов, П. Ф. Масляев // АНРИ. – 2005. – № 4. – С. 49–50.
13. Измерение спектров нейтронного излучения при пуске 3-го блока Калининской АЭС / А. Г. Алексеев, Е. В. Косьяненко, О. В. Суманев, В. П. Крючков // АНРИ. – 2006. – № 2. – С. 55–61.
14. Алексеев, А. Г. Спектры нейтронов на рабочих местах персонала Балаковской АЭС / А. Г. Алексеев, П. А. Алексеев // Евразийский Союз Ученых. Технические науки. – 2020. – Т. 70, № 2. – С. 20–26.
15. Исследование характеристик нейтронного излучения на ядерно-физических установках для методической поддержки ИДК : Препринт ИФВЭ 2003-9 / А. Г. Алексеев, Н. Н. Бараненков, Г. И. Бритвич [и др.]. – Протвино : ИФВЭ, 2003. – 12 с.
16. Study of neutron energy and directional distribution at the Beloyarsk NPP selected workplaces / M. Pyshkina, A. Vasilyev, A. Ekinin [et al.] // Nuclear Engineering and Technology. – 2021. – Vol. 53, Issue 5. – P. 1723–1729.
17. Дозиметрия нейтронного излучения на рабочих местах персонала АО «Институт реакторных материалов» / М. Д. Пышкина, А. В. Васильев, А. А. Екидин [и др.] // Радиационная гигиена. – 2021. – Т. 14. – № 2. – С. 89–99.
18. Патент № 2022617370 Российская Федерация. В3S (Bonner Sphere Spectrometer Software): № 2022617370 : заявл. 12.04.2022 : опубл. 20.04.201922 / В. В. Бутыгин, М. Д. Пышкина, А. В. Васильев; заявитель ИПЭ УрО РАН. – 1 с.

Сведения об авторах:

Пышкина Мария Дмитриевна, м. н. с. Радиационной лаборатории Института промышленной экологии УрО РАН, г. Екатеринбург, ул. С. Ковалевской, д. 20. Эл. почта: maria1pyshkina@gmail.com.

Васильев Алексей Владимирович, канд. техн. н., заведующий Радиационной лабораторией Института промышленной экологии УрО РАН, г. Екатеринбург, ул. С. Ковалевской, д. 20.

Екидин Алексей Акимович, канд. физ.-мат. н., в. н. с. Радиационной лаборатории Института промышленной экологии УрО РАН, г. Екатеринбург, ул. С. Ковалевской, д. 20.

Назаров Евгений Игоревич, м. н. с. Радиационной лаборатории Института промышленной экологии УрО РАН, г. Екатеринбург, ул. С. Ковалевской, д. 20.

Авдонин Василий Вячеславович, начальник управления, Акционерное общество «Государственный научный центр – Научно-исследовательский институт атомных реакторов», Димитровград, Ульяновская область, Россия.

NEUTRONS OF REACTOR INSTALLATIONS JSC «SSC RIAR»

M. D. Pyshkina ¹, A. V. Vasilyev ¹, A. A. Ekinin ¹, E. I. Nazarov ¹, V. V. Avdonin ²

¹ Institute of Industrial Ecology UB RAS, Ekaterinburg, Russia

² JSC "SSC RIAR", Dimitrovgrad, Russia

Measurements of the energy distribution of the flux density and the anisotropy of neutron radiation were carried out at the workplaces of the personnel of JSC "MCP RIAR" in the premises of bld. 106 and building. 120. At workplaces there are neutron fields both with a high component of fast neutrons (SM-3 cover) and low-energy fields behind biological protection. Taking neutron anisotropy into account, the reference value Hp (10) was calculated using the conversion factors from flux density to individual dose equivalent hp (10, ϑ) for each of 4 angles (0°, ±90° and 180°). The obtained values were compared with the readings of individual dosimeters to determine the correction factors for a particular workplace. This paper presents results that demonstrate the complexity and thoroughness required for measurements in neutron fields at workplaces. Knowledge of the characteristics of neutron energy and their directional distribution is important for ensuring the safety of radiation-hazardous objects.

Key words: energy distribution of neutron flux density; anisotropy; site-specific coefficients.

References

1. Individual neutron monitoring in workplaces with mixed neutron/photon radiation / T. Bolognese-Milsztajn, D. Bartlett, M. Boschung [et al.] // Radiation Protection Dosimetry. – 2004. – Vol. 110, Issue 1-4. – P. 753–758.
2. Evaluation of individual dosimetry in mixed neutron and photon radiation fields (EVIDOS). Part I: scope and methods of the project / F. d'Errico, D. Bartlett, T. Bolognese-Milsztajn [et al.] // Radiation Protection Dosimetry. – 2007. – Vol. 125, Issue 1 – 4. – P. 275–280.
3. Evaluation of individual dosimetry in mixed neutron and photon radiation fields (EVIDOS). Part II: conclusions and recommendations / H. Schuhmacher, D. Bartlett, T. Bolognese-Milsztajn [et al.] // Radiation Protection Dosimetry. – 2007. – Vol. 125, Issue 1 – 4. – P. 281–284.
4. Direction distributions of neutrons and reference values of the personal dose equivalent in workplace fields / M. Luszik-Bhadra, T. Bolognese-Milsztajn, M. Boschung [et al.] // Radiation Protection Dosimetry. – 2007. – Vol. 125, Issue 1-4. – P. 364–368.
5. Energy and direction distribution of neutrons in workplace fields: implication of the results from the EVIDOS project for the set-up of simulated workplace fields / M. Luszik-Bhadra, V. Lacoste, M. Reginatto, A. Zimbal // Radiation Protection Dosimetry. – 2007. – Vol. 126, Issue 1 – 4. – P. 151–154.
6. *Park, H.* Neutron Spectrum Measurement at the Workplace of Nuclear Power Plant with Bonner Sphere Spectrometer / H. Park, J. Kim, K. Choi // Journal of Nuclear Science and Technology. – 2014. Vol. 45. – P. 298–301.
7. Characterisation of mixed neutron–photon workplace fields at nuclear facilities by spectrometry (energy and direction) within the EVIDOS project / M. Luszik-Bhadra, D. Bartlett, T. Bolognese-Milsztajn [et al.] // Radiation Protection Dosimetry. – 2007. – Vol. 124, Issue 3. – P. 219 – 229.
8. Neutron measurements in the Vandellos II nuclear power plant with a Bonner sphere system / F. Fernandez, M. Bakali, M. Tomas [et al.] // Radiation Protection Dosimetry. – 2004. – Vol. 110, Issue 1-4. – P. 517–521.
9. *Rimpler, A.* Bonner sphere neutron spectrometry at spent fuel casks / A. Rimpler // Nuclear Instruments and Methods in Physics Research A. – 2002. – Vol. 476. – P. 468–473.
10. Bonner sphere neutron spectrometry at nuclear workplaces in the framework of the EVIDOS project / V. Lacoste, M. Reginatto, B. Asselineau, H. Muller // Radiation Protection Dosimetry. – 2007. – Vol. 125, Issue 1 – 4. – P. 304–308.
11. Measurement of energy and directional distribution of neutron fluence inside a nuclear power plant / M. Luszik-Bhadra, D. Derbau, G. Hallfarth [et al.] // Nuclear Instruments and Methods in Physics Research A. – 2002. – Vol. 476. – P. 457–462.
12. Measurement of neutron radiation spectra at workplaces of separation production of a uranium enrichment plant / A. G. Alekseev, S. A. Glazunov, P. F. Maslyayev // ANRI. – 2005. – Vol. 4. – P. 49–50.
13. Measurement of the spectra of neutron radiation during the start-up of the 3rd unit of the Kalinin NPP / A. G. Alekseev, E.V. Kosyanenko, O.V. Sumaneev, V.P. Kryuchkov // ANRI. – 2006. – Vol. 2. – P.55–61.
14. *Alekseev, A. G.* Neutron Spectra at the Workplaces of the Balakovo NPP Personnel / A. G. Alekseev, P. A. Alekseev // Eurasian Union of Scientists. Technical science. – 2020. – Vol. 70, Issue 2. – P. 20–26.
15. Investigation of the characteristics of neutron radiation at nuclear physics facilities for methodological support of IDK : Preprint IHPE 2003-9 / A. G. Alekseev, N. N. Baranenkov, G. I. Britvich [et al.] – Protvino : IHPE, 2003. – 12 p.
16. Study of neutron energy and directional distribution at the Beloyarsk NPP selected workplaces / M. Pyshkina, A. Vasilyev, A. Ekinin [et al.] // Nuclear Engineering and Technology. – 2021. – Vol. 53, Issue 5. – P. 1723–1729.
17. Neutron dosimetry at workplaces of JC “Institute of nuclear materials” / M. D. Pyshkina, A. V. Vasilyev, A. A. Ekinin [et al.] // Radiatsionnaya Gygiena. – 2021. – Vol. 14. – № 2. – P. 89–99.
18. Patent No. 2022617370 Russian Federation. B3S (Bonner Sphere Spectrometer Software) : No. 2022617370 : Appl. 04/12/2022 : publ. 04/20/201922 / V. V. Butygin, M. D. Pyshkina, A. V. Vasiliev; applicant IPE UB RAS. – 1 s.