

## Дозиметрия нейтронного излучения на рабочих местах персонала АО «Институт реакторных материалов»

М.Д. Пышкина<sup>1,2</sup>, А.В. Васильев<sup>2</sup>, А.А. Екидин<sup>2</sup>, Е.И. Назаров<sup>2</sup>,  
М.А. Романова<sup>1,3</sup>, В.И. Гуринович<sup>4</sup>, Д.И. Комар<sup>4</sup>, В.А. Кожемякин<sup>4</sup>

<sup>1</sup> Уральский федеральный университет, Екатеринбург, Россия

<sup>2</sup> Институт промышленной экологии Уральского отделения Российской академии наук, Екатеринбург, Россия

<sup>3</sup> Институт реакторных материалов, Заречный, Россия

<sup>4</sup> Научно-производственное унитарное предприятие «АТОМТЕХ», Минск, Беларусь

*В случае отличия нейтронных полей на рабочих местах персонала от нейтронных полей, в которых проводится поверка индивидуальных дозиметров, возникает возможность дополнительной погрешности в оценке таких дозиметрических величин, как амбиентный эквивалент дозы, индивидуальный эквивалент дозы или эффективная доза. Для учета энергетического распределения плотности потока нейтронного излучения и геометрии облучения работников необходимо проводить исследования характеристик полей нейтронного излучения на рабочих местах персонала. С целью получения условно истинных уровней облучения персонала нейтронным излучением на объектах использования атомной энергии проведены исследования энергетического и углового распределения плотности потока нейтронного излучения на рабочих местах АО «Институт реакторных материалов», г. Заречный. Энергетическое распределение плотности потока нейтронного излучения получено с помощью многосферного дозиметра-радиометра МКС-АТ1117М с блоком детектирования БДКН-06 и набором полиэтиленовых сфер-замедлителей. Угловое распределение плотности потока нейтронного излучения оценено по результатам измерений накопленной дозы нейтронного излучения индивидуальными термолюминесцентными дозиметрами, размещенными на 4 вертикальных плоскостях гетерогенного фантома человека. Результаты измерений энергетического и углового распределения плотности потока нейтронного излучения позволили оценить условно истинные значения амбиентного и индивидуального эквивалентов доз. Рассчитанные условно истинные значения отличаются от измеренных величин от 0,7 до 13,5 раз для амбиентного эквивалента дозы и от 6,3 до 100 раз для индивидуального эквивалента дозы. С целью уменьшения погрешности оценки эффективной дозы персонала с помощью индивидуальных дозиметров были определены поправочные коэффициенты. Для различных рабочих мест и типов индивидуальных дозиметров поправочные коэффициенты находятся в диапазоне значений от 0,01 до 0,16.*

**Ключевые слова:** нейтроны, дозиметр-радиометр, поправочный коэффициент, геометрия облучения.

### Введение

Дозиметрия нейтронного излучения является сложной и нерешенной полностью задачей. Энергетическое распределение реальных нейтронных полей в помещениях ядерной установки, за биологической защитой, спектры нейтронного излучения свежего и/или отработавшего ядерного топлива, радиоизотопных источников разнообразны по форме и варьируют по энергии от сотых долей эВ (тепловые нейтроны) до десятков МэВ (быстрые нейтроны). Широкий диапазон энергий нейтронов в большинстве случаев приводит к искаженной оценке индивидуальной дозы персонала из-за энергетической зависимости отклика дозиметров. Наиболее точные оценки эффективной дозы нейтронного излучения для персона-

ла могут быть получены с использованием информации об энергетическом распределении плотности потока нейтронного излучения и геометрии облучения работников на рабочих местах. Некоторые исследования энергетического распределения нейтронов на рабочих местах в атомной промышленности в Европе были выполнены, главным образом, при поддержке проекта EVIDOS, финансируемого Европейским союзом (ЕС). Европейскими исследователями проведены измерения энергетических и угловых распределений на реакторах типа PWR и BWR и на исследовательском реакторе BR-2 [1–11]. В РФ также проводились исследования энергетического распределения плотности потока нейтронов на ОИАЭ. В работах [12–16] представлены спектры нейтронного излучения,

**Пышкина Мария Дмитриевна**

Уральский федеральный университет; Институт промышленной экологии Уральского отделения Российской академии наук  
**Адрес для переписки:** 620219, Россия, Екатеринбург, ул. Софьи Ковалевской, д. 20; E-mail: Maria1pyshkina@gmail.com

полученные как на энергетических реакторах типа ВВЭР, РБМК и БН, так и на исследовательском реакторе ИРТ, а также на производстве по обогащению урана. Несмотря на то, что работы по определению энергетического и углового распределения плотности потока нейтронного излучения проводятся, их количества недостаточно, чтобы охарактеризовать поля нейтронного излучения на других ядерных установках подобного типа. В связи с этим определение характеристик нейтронных полей желательно проводить на всех рабочих местах всех ядерных установок.

**Цель исследования** – оценка эффективных доз нейтронного излучения на рабочих местах АО «Институт реакторных материалов» (АО «ИРМ») при нормальной эксплуатации реакторной установки ИВВ-2М.

#### Задачи исследования:

- измерить энергетическое распределение нейтронного излучения на рабочих местах;
- провести оценку условно истинного значения мощности амбиентного эквивалента дозы (МАЭД) и интегральной плотности потока;
- оценить угловое распределение нейтронного излучения на рабочих местах;
- провести оценку условно истинного значения мощности индивидуального эквивалента дозы (МИЭД);
- определить значения поправочных коэффициентов, учитывающих отличие полей нейтронного излучения на рабочих местах от поверочных, и поправочных коэффициентов для перехода от операционной величины к нормируемой.

#### Материалы и методы

Для измерения энергетического распределения нейтронного излучения использован дозиметр-радиометр МКС-АТ1117М с блоком детектирования БДКН-06 и набором сфер-замедлителей [17]. Прибор был поверен в поле PuBe источника. Прибор предназначен для целей восстановления энергетического распределения плотности потока нейтронного излучения путем измерения отклика детектора тепловых нейтронов, разработан и изготовлен в УП «АТОМТЕХ» (г. Минск, Республика Беларусь) и внесен в государственный реестр средств измерений № 29551-19. Восстановление спектра энергетического распределения плотности потока нейтронного излучения выполнено на основе аттестованной методики, разработанной совместно специалистами ИПЭ УрО РАН и УП «АТОМТЕХ», номер в реестре № ФР.1.38.2020.37361. Полученные данные об энергетическом распределении плотности потока нейтронного излучения использованы для определения среднего коэффициента перехода от плотности потока к мощности амбиентного эквивалента дозы,  $h^*(10)$ , для каждой точки измерения, используя уравнение (1):

$$h^*(10) = \frac{\sum_i h_i^*(10) \cdot \varphi_i}{\sum_i \varphi_i}, \quad (1)$$

Где  $h_i^*(10)_i$  – удельный амбиентный эквивалент дозы в  $i$ -м энергетическом диапазоне, пЗв·см<sup>2</sup> [18];

$\varphi_i$  – плотность потока нейтронного излучения в  $i$ -м энергетическом диапазоне, с<sup>-1</sup>·см<sup>-2</sup>.

Для измерения мощности амбиентного эквивалента дозы (МАЭД) использованы одновременно 2 прибора дозиметрического контроля рабочих мест: МКС-АТ1117М с блоком детектирования БДКН-02 и МКС-АТ1117М с блоком детектирования БДКН-06. Все приборы прошли поверку в поле PuBe источника. Условно истинное значение МАЭД и плотность потока определены с учетом восстановленного энергетического распределения плотности потока нейтронов.

Аналогичный подход использован для определения среднего значения коэффициентов перехода от плотности потока к мощности индивидуального эквивалента дозы для каждого из углов падения излучения  $\theta$ : от 0° до 180° с шагом в 90°.

Угловое распределение нейтронного излучения оценено с помощью термoluminesцентных (ТЛ) дозиметров, размещенных на 4 сторонах фантома [20] взрослого человека: спереди на груди, сзади на спине и на двух боковых сторонах, слева и справа. В каждой точке измерения фантом помещался в поле нейтронного излучения таким образом, что одна из его вертикальных сторон была обращена к преимущественному направлению падения излучения. Падение излучения на такую сторону соответствовало углу падения 0°. Падение излучения на две боковые поверхности соответствовало углу падения  $\pm 90^\circ$ , а падение излучения на заднюю поверхность фантома соответствовало углу падения 180°. То есть в данном эксперименте предполагалось, что человек находится на рабочем месте в одном положении, не вращается и не перемещается. В исследовании использованы ТЛ дозиметры 3 типов: ДВГН-01 [21], Harshaw 6776 [22] и Harshaw 6777 [23]. Индивидуальные дозиметры были поверены в поле PuBe источника. Консервативно принимается, что сумма показаний дозиметров одного типа на всех вертикальных сторонах фантома представляет 100% от плотности потока в данной точке. Таким образом, предполагалось, что ТЛ-дозиметр, располагающийся на передней стороне фантома, детектирует только нейтроны, которые падают на него из переднего полупространства. Предполагалось также, что энергетическое распределение нейтронов со всех сторон фантома одинаковое, так как нет возможности определить его зависимость от направления падения.

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

$$\dot{H}_p(10) = \dot{H}_p(10, 0^\circ) + \dot{H}_p(10, +90^\circ) + \dot{H}_p(10, -90^\circ) + \dot{H}_p(10, 180^\circ), \quad (2)$$

где  $\dot{H}_p(10)$  – мощность индивидуального эквивалента дозы для углов падения излучения  $\theta$  от 0 до 180° с шагом 90°, мкЗв/ч.

Индивидуальный эквивалент дозы, создаваемый нейтронами, падающими под углом  $\theta$  к лицевой поверхности фантома, можно оценить как:

$$\dot{H}_p(10, \theta^\circ) = \varphi(\theta^\circ) \cdot h_p(10, \theta^\circ), \quad (3)$$

где  $\varphi(\theta^\circ)$  – интегральная плотность потока для угла падения нейтронов  $\theta^\circ$ , с<sup>-1</sup>·см<sup>-2</sup>;

$h_p(10, \theta^\circ)$  – удельный индивидуальный эквивалент дозы для угла падения нейтронов  $\theta^\circ$ , пЗв·см<sup>2</sup> [18, 19].

### Результаты и обсуждение

Измерения энергетического и углового распределения плотности потока нейтронного излучения проведены в помещениях здания 103 АО «Институт реакторных материалов». В таблицах 1, 2 приведены основные характеристики нейтронного излучения, полученные для рабочих мест персонала. Условно истинное значение МАЭД рассчитано на основе данных об энергетическом распределении плотности потока нейтронного излучения. Энергетическое распределение плотности потока нейтронного излучения, полученное по аттестованной методике на рабочих местах персонала с помощью дозиметра-радиометра МКС-АТ1117М с блоком детектирования БДКН-06, представлено на рисунке 1.

Неопределенность условно истинного значения амбиентного эквивалента дозы и плотности потока нейтронного излучения не превышают  $\pm 10\%$ . Из таблицы 1 видно, что результаты измерений МКС-АТ1117М с блоком

детектирования БДКН-06 близки к условно истинному значению МАЭД, в отличие от МКС-АТ1117М с блоком детектирования БДКН-02. Это связано с конструктивными особенностями приборов. МКС-АТ1117М с блоком детектирования БДКН-06 представляет собой детектор тепловых нейтронов, помещенный в сферу диаметром 10 дюймов, такая конструкция обеспечивает энергетическую зависимость чувствительности дозиметра, близкой к удельному амбиентному эквиваленту дозы. В случае МКС-АТ1117М с блоком детектирования БДКН-02 дозиметр представляет собой детектор тепловых нейтронов, помещенный в полиэтиленовый замедлитель цилиндрической формы с толщиной стенки порядка 3 дюймов. Такая конструкция не обеспечивает необходимую энергетическую зависимость чувствительности прибора, что приводит к переоценке амбиентного эквивалента дозы в нейтронных полях, имеющих значительный вклад тепловых и промежуточных нейтронов.

Таблица 1

Измеренные и условно истинные значения МАЭД и плотность потока в точках измерения

[Table 1]

Measured and 'true' values of  $H^*(10)$  and flux density in points of interest

Места измерений [Place of Measurement]	Прибор [Instrument]	Измеренный МАЭД, мкЗв/ч [Measured AED rate, $\mu\text{Sv/h}$ ]	Условно истинное значение МАЭД, мкЗв/ч [True value of AED rate, $\mu\text{Sv/h}$ ]	Плотность потока, $\text{с}^{-1} \text{см}^{-2}$ [Flux density, $\text{s}^{-1} \text{cm}^{-2}$ ]
Отм. 8,05 [Point 8.05]	МКС-АТ1117М с БДКН-02 [AT1117M with BDKN-02]	24,1 $\pm$ 2,4	13	33
	МКС-АТ1117М с БДКН-06 [AT1117M with BDKN-06]	10,8 $\pm$ 1,1		
Отм. 6,3 [Point 6.3]	МКС-АТ1117М с БДКН-02 [AT1117M with BDKN-02]	61,3 $\pm$ 6,1	15	48
	МКС-АТ1117М с БДКН-06 [AT1117M with BDKN-06]	17,9 $\pm$ 1,8		
Отм. 3,9 [Point 3.9]	МКС-АТ1117М с БДКН-02 [AT1117M with BDKN-02]	137 $\pm$ 13	51	112
	МКС-АТ1117М с БДКН-06 [AT1117M with BDKN-06]	50,9 $\pm$ 5,1		
Отм. 0,0 ГЭК [Point 0.0 НЕС]	МКС-АТ1117М с БДКН-02 [AT1117M with BDKN-02]	31,0 $\pm$ 3,1	2,3	18
	МКС-АТ1117М с БДКН-06 [AT1117M with BDKN-06]	3,9 $\pm$ 0,4		
Отм. 0,0 Ремкоридор [Point 0.0 Repair corridor]	МКС-АТ1117М с БДКН-02 [AT1117M with BDKN-02]	3,7 $\pm$ 0,7	2,1	3,3
	МКС-АТ1117М с БДКН-06 [AT1117M with BDKN-06]	1,4 $\pm$ 0,4		

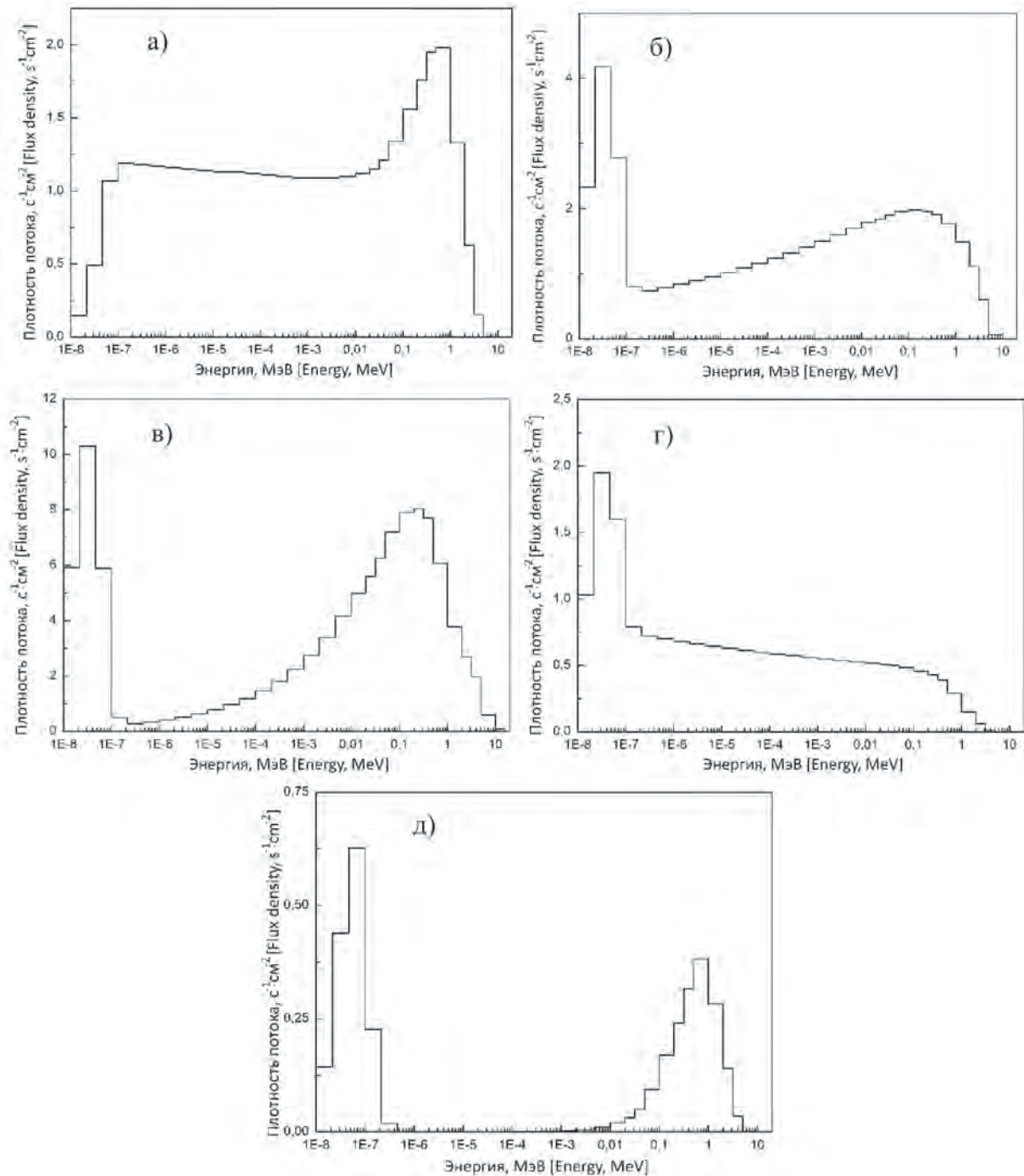
Таблица 2

Коэффициенты перехода от плотности потока к МАЭД и МИЭД

[Table 2]

Fluence-to-ambient dose equivalent rate and Fluence-to-individual dose equivalent rate conversion coefficients

$\text{пЗв}\cdot\text{см}^{-2}$ [ $\text{pSv}\cdot\text{cm}^{-2}$ ]	Отм. 8,05 [Point 8.05]	Отм. 6,3 [Point 6.3]	Отм. 3,9 [Point 3.9]	Отм. 0,0 ГЭК [Point 0.0 НЕС]	Отм. 0,0 Ремкоридор [Point 0.0 Repair corridor]
$h^*(10)$	109	88	126	36	178
$h_p(10,0^\circ)$	127	103	150	41	202
$h_p(10,90^\circ)$	7,4	8,3	10	1,5	15
$h_p(10,180^\circ)$	13	14	17	3,0	26



**Рис. 1.** Энергетическое распределение плотности потока нейтронного излучения на рабочих местах персонала: а) отм. 8,05 над крышкой бака аппарата, б) отм. 6,3 за биологической защитой реактора, в) отм. 3,9 за биологической защитой реактора, г) отм. 0,0 напротив горизонтального экспериментального канала (ГЭК), д) отм. 0,0 за биологической защитой реактора (Ремкоридор)

**[Fig. 1.** Energy distribution of neutron flux density at personnel workplaces: а) height 8.05 above tank lid, б) height 6.3 behind of reactor biological shielding, в) height 3.9 behind of reactor biological shielding, г) height 0.0 in front of the horizontal experimental channel, д) height 0.0 behind of reactor biological shielding]

В таблице 2 приведены коэффициенты перехода от плотности потока к МАЭД и МИЭД для исследованных рабочих мест в соответствии с формулой (1). Исходя из этих данных, можно сделать вывод о «жесткости» энергетического распределения плотности потока нейтронов на рабочем месте. Чем выше значение коэффициента  $h^*(10)$  или  $h_p(10,0)$ , тем большее количество быстрых нейтронов

присутствует в спектре, и наоборот. Неопределенность коэффициентов перехода от плотности потока к МАЭД и МИЭД оценивается не более  $\pm 15\%$ .

Для всех спектров, приведенных на рисунке 1, характерно наличие нейтронов тепловых и промежуточных энергий. На отметке 8,05 над крышкой бака аппарата наблюдается значительный вклад быстрых нейтронов.

Предположительно это связано с тем, что нейтроны из активной зоны могут проходить 7 м замедлителя с высокой степенью снижения интенсивности. Спектр за шибером горизонтального экспериментального канала имеет значительный вклад быстрых нейтронов из активной зоны реактора, подвергшихся поглощению и рассеиванию в материале шибера, а также значительный вклад нейтронов тепловой энергии. Тепловые нейтроны появились в результате замедления быстрых нейтронов из активной зоны в материале шибера. Спектры в остальных точках измерений характерны для энергетического распределения плотности потока нейтронного излучения за биологической защитой.

Для оценки углового распределения плотности потока нейтронного излучения индивидуальные ТЛ-дозиметры размещались на четырех сторонах фантома взрослого человека. Стороны фантома условно обозначены: 0° – направление преимущественного падения излучения, ±90° и 180°.

Результаты измеренных значений представлены в таблице 3.

Предполагая, что сумма показаний дозиметров одного типа представляет 100% от плотности потока в данной точки и спектр нейтронного излучения не зависит от угла падения, были определены относительные угловые распределения, представленные в таблице 4.

Согласно МУ 2.6.5.052-2017 «Дозиметрия. Определение индивидуальной эффективной дозы нейтронного излучения»: П2.6.6.1.6. Если отклонение значений от среднего значения не превышает 10%, то поле излучения считают изотропным (или ротационным, как верхней границы изотропного облучения), П2.6.6.1.7. Если показания дозиметра по нейтронному излучению в каком-либо направлении отличается более чем в 5 раз, то поле нейтронного излучения считается мононаправленным, П2.6.6.1.9. Если по характеру работы работник перемещается в поле излучения неконтролируемым образом в течение длительного промежутка времени, то

Таблица 3

МИЗД в точках измерения

[Table 3]

Individual dose equivalent rate at points of measurements				
Точка измерения [Point of measurement]		ДВГН-01, мкЗв/ч [DVGN-01, µSv/h]	Harshaw 6776, мкЗв/ч [Harshaw 6776, µSv/h]	Harshaw 6777, мкЗв/ч [Harshaw 6777, µSv/h]
Отм. 6,3 [Point 6.3]	0°	36,8	47,6	39,6
	90°	43,3	48,0	49,7
	180°	33,2	44,0	45,7
	-90°	29,1	38,3	32,3
Отм. 3,9 [Point 3.9]	0°	138	156	157
	90°	99,7	121	103
	180°	91,8	141	115
	-90°	145	191	172
Отм. 0,0 ГЭК [Point 0.0 ГЭК]	0°	13,2	10,7	-
	90°	12,9	7,1	13,3
	180°	15,5	19,9	8,9
	-90°	24,8	29,3	17,4
Отм. 0,0 Ремкоридор [Point 0.0 Repair corridor]	0°	15,0	21,0	17,6
	90°	21,0	27,8	29,5
	180°	22,4	21,5	28,1
	-90°	22,1	13,5	25,8

Таблица 4

Угловое распределение нейтронного излучения, %

[Table 4]

Angular distribution of neutron flux density, %				
Направление [Direction]	Отм. 6,3 [Point 6.3]	Отм. 3,9 [Point 3.9]	Отм. 0,0 ГЭК [Point 0.0 ГЭК]	Отм. 0,0 Ремкоридор [Point 0.0 Repair corridor]
0°	25	28	12	21
90°	29	20	21	29
180°	25	21	25	27
-90°	21	31	42	23



можно считать, что работник облучается в ротационном поле излучения. Исходя из данных таблицы 4, можно сделать вывод о наличии на рабочих местах изотропного или ротационного поля излучения.

Условно истинные значения МИЭД были получены с использованием уравнения (2)–(3) и представлены в таблице 5. Основной вклад в значение  $\dot{H}_p(10)$  вносит излучение, падающее под углом  $0^\circ$  по отношению к нормали к поверхности, на которой размещен индивидуальный дозиметр. Неопределенность величин  $\dot{H}_p(10, \theta^\circ)$  оценивается в величину не более  $\pm 20\%$ ,

а  $\dot{H}_p(10)$  – не более  $\pm 15\%$ . Так как было показано, что облучение является изотропным (или ротационным, как верхней границы изотропного облучения) для персонала во всех точках исследования, то для сравнения были рассчитаны значения по формуле:

$$\dot{H}_p^{\text{рот}}(10) = \frac{\sum_0^{2\pi} h_p(10, \theta^\circ)}{4} \cdot \varphi, \quad (4)$$

$h_p(10, \theta^\circ)$  – удельный индивидуальный эквивалент дозы для угла падения нейтронов  $\theta^\circ$ , пЗв·см<sup>2</sup> [18, 19];  
 $\varphi$  – интегральная плотность потока нейтронного излучения, с<sup>-1</sup>·см<sup>-2</sup>.

Результаты расчетов  $\dot{H}_p^{\text{рот}}$  представлены в таблице 5. Пример расчета значения МИЭД для точки на отм. 6.3:

$$\begin{aligned} \dot{H}_p(10) &= \dot{H}_p(10, 0^\circ) + \dot{H}_p(10, +90^\circ) + \dot{H}_p(10, -90^\circ) + \dot{H}_p(10, 180^\circ) \\ &= \varphi(0^\circ) \cdot h_p(10, 0^\circ) + \varphi(+90^\circ) \cdot h_p(10, +90^\circ) + \\ &+ \varphi(-90^\circ) \cdot h_p(10, -90^\circ) + \varphi(180^\circ) \cdot h_p(10, 180^\circ) \\ &= 48 \text{ с}^{-1} \text{ см}^{-2} \cdot \\ &\cdot (0,25 \cdot 103 \text{ пЗв} \cdot \text{см}^2 + 0,29 \cdot 8,3 \text{ пЗв} \cdot \text{см}^2 + 0,21 \cdot 8,3 \text{ пЗв} \cdot \text{см}^2 + 0,25 \\ &\cdot 14 \text{ пЗв} \cdot \text{см}^2) \cdot \frac{3600}{1000000} = 5,8 \text{ мЗв/ч} \end{aligned}$$

Разница в условно истинных значениях МИЭД, полученных с учетом углового распределения плотности потока нейтронного излучения и путем предположения рота-

Условно истинные значения МИЭД, мкЗв/ч

Таблица 5

[Table 5]

'True' values of Individual dose equivalent rate, μSv/h

Величина [Value]	Точки измерений (Point of measurement)			
	Отм. 6,3 [Point 6.3]	Отм. 3,9 [Point 3.9]	Отм. 0,0 ГЭК [Point 0.0 HEC]	Отм. 0,0 Ремкоридор [Point 0.0 Repair corridor]
$\dot{H}_p(10, 0^\circ)$	4,6	17,0	0,40	0,32
$\dot{H}_p(10, 90^\circ)$	0,4	0,9	0,03	0,03
$\dot{H}_p(10, -90^\circ)$	0,3	1,3	0,05	0,03
$\dot{H}_p(10, 180^\circ)$	0,6	1,5	0,06	0,05
$\dot{H}_p(10)$	5,9	20,7	0,54	0,43
$\dot{H}_p^{\text{рот}}(10)$	5,5	18,9	0,76	0,77

Поправочные коэффициенты, отн. ед.

Таблица 6

[Table 6]

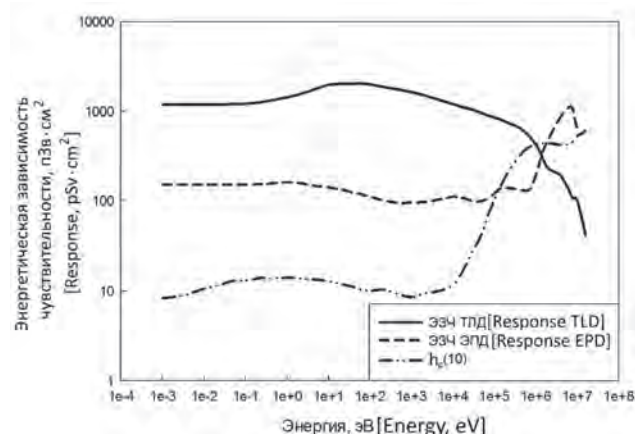
Correction factors, rel. units

Дозиметр [Dosimeter]	Точки измерений (Point of measurement)							
	Отм. 6,3 [Point 6.3]		Отм. 3,9 [Point 3.9]		Отм. 0,0 ГЭК [Point 0.0 HEC]		Отм. 0,0 Ремкоридор [Point 0.0 Repair corridor]	
	$\dot{H}_p$	к	$\dot{H}_p$	к	$\dot{H}_p$	к	$\dot{H}_p$	к
Условно истинное значение [True value]	5,9	–	20,7	–	0,54	–	0,43	–
ДВГН-01 [DVGN-01]	37	0,16	138	0,15	13	0,04	15	0,03
Harshaw 6776	48	0,12	156	0,13	11	0,05	21	0,02
Harshaw 6777	40	0,15	157	0,13	–	–	18	0,02

ционного облучения, составляет от 5 до 80%. Это связано с тем, что облучение является, строго говоря, не совсем изотропным или ротационным.

Поправочные коэффициенты были рассчитаны как отношение условно истинных значений МИЭД к показаниям индивидуальных дозиметров, расположенных на передней поверхности тела. Неопределенность поправочных коэффициентов оценивается не более  $\pm 17\%$ . Поправочные коэффициенты представлены в таблице 6.

По данным таблицы 6 видно, что индивидуальные дозиметры, в частности, ТЛ-дозиметры, переоценивают величину облучения персонала от 6,3 до 50 раз. Такая переоценка индивидуального эквивалента дозы вызвана отличием энергетической зависимости чувствительности индивидуальных ТЛ дозиметров от удельного индивидуального эквивалента дозы [22] (рис. 2).



**Рис. 2.** Энергетические зависимости чувствительности индивидуальных дозиметров в сравнении с удельным индивидуальным эквивалентом дозы

**[Fig. 2.** Response of personal dosimeters in comparison with fluence-to-personal dose equivalent conversion coefficient]

Разница чувствительности ТЛ-дозиметров к тепловым и быстрым нейтронам составляет более чем 5 раз, а разница удельного индивидуального эквивалента дозы для тех же энергий составляет менее 0,02. Таким образом, поверяя ТЛ-дозиметры с использованием источников

быстрых нейтронов, их показания в низкоэнергетических полях будут существенно завышать значение эффективной дозы. Применение поправочных коэффициентов позволяет уточнить оценки эффективной дозы облучения персонала.

Переход от операционных величин к нормируемым – от индивидуального эквивалента дозы к эффективной дозе осуществляется путем введения поправочного коэффициента, учитывающего различие в удельном индивидуальном эквиваленте дозы и удельной эффективной дозе. Поправочный коэффициент рассчитывается как отношение эффективной дозы в изотропной (или ротационной) геометрии облучения к условно истинному значению индивидуального или амбиентного эквивалента дозы. Эффективная доза рассчитывалась путем свертки энергетического распределения плотности потока нейтронного излучения и удельной эффективной дозы. Поправочные коэффициенты, учитывающие различие в удельном индивидуальном эквиваленте дозы и удельной эффективной дозы для исследуемых рабочих мест для изотропной и ротационной геометрий облучения, представлены в таблице 7.

Из данных таблицы 7 видно, что при оценке эффективной дозы необходимо учитывать энергетическое и угловое распределение плотности потока нейтронного излучения. Наиболее точно оценить эффективную дозу в условиях изотропного облучения можно, рассчитывая условно истинное значение МИЭД по уравнению (4). Отличие условно истинного значения МИЭД, рассчитанного по уравнениям (2)–(3), от эффективной дозы в условиях изотропного облучения обусловлено тем, что угловое распределение плотности потока нейтронного излучения все-таки не являлось строго изотропным, так как отклонение вклада плотности потока для определенного направления от его среднего значения превышало 10%.

Таким образом, с учетом различий в удельном индивидуальном эквиваленте дозы и удельной эффективной дозе (см. табл. 7), мощность эффективной дозы нейтронного излучения на рабочих местах АО «Институт реакторных материалов» при нормальной эксплуатации реакторной установки ИВВ-2М составила от 0,7 до 23,0 мкЗв/ч для различных рабочих мест. Точка измерений на отметке

Таблица 7

**Поправочные коэффициенты, учитывающие различие в удельном индивидуальном эквиваленте дозы и удельной эффективной дозе для изотропной и ротационной геометрий**

[Table 7]

**Correction factors, taking into account difference between fluence-to-personal dose equivalent and fluence-to-effective dose in ISO and ROT geometry]**

Поправочный коэффициент [Correction factor]	Точки измерений [Point of measurement]			
	Отм. 6,3 [Point 6.3]	Отм. 3,9 [Point 3.9]	Отм. 0,0 ГЭК [Point 0.0 HEC]	Отм. 0,0 Ремкоридор [Point 0.0 Repair corridor]
$\dot{E} / \dot{H}_p(10)$	0,97 / 1,32	0,86 / 1,12	1,52 / 2,03	1,70 / 2,22
$\dot{E} / \dot{H}_p^{\text{ROT}}(10)$	1,04 / 1,41	0,94 / 1,22	1,08 / 1,44	0,95 / 1,25
$\dot{E} / \dot{H}_p^{\text{ROT}}(10)$	0,38 / 0,51	0,35 / 0,46	0,35 / 0,47	0,35 / 0,45

3,9, где наблюдается максимальное значение мощности эффективной дозы, располагается в физическом зале непосредственно за биологической защитой реактора и является наиболее близко расположенной из исследованных точек к активной зоне реактора. Физический зал является помещением временного (периодического) пребывания. Допуск персонала в физический зал осуществляется по наряд-допуску либо по распоряжению начальника смены для оперативного персонала.

### Заключение

Проведены измерения углового и энергетического распределения плотности потока нейтронного излучения на рабочих местах персонала АО «ИРМ». Энергетическое распределение плотности потока нейтронного излучения на рабочих местах имеет как высокоэнергетическую, так и низкоэнергетическую составляющие.

Угловое распределение плотности потока нейтронного излучения было определено путем размещения индивидуальных дозиметров с 4 вертикальных сторон фантома тела взрослого человека. Выяснилось, что нейтронные поля близки к ротационным (изотропным) и их можно считать во всех точках измерений. Принимая это во внимание, эталонное значение  $H_p(10)$  было рассчитано с использованием коэффициентов преобразования  $h_p(10, \theta)$  для 4 углов падения ( $0^\circ$ ,  $90^\circ$ ,  $180^\circ$  и  $270^\circ$ ). Полученные значения сравнивались с показаниями индивидуальных дозиметров, полученных в условиях облучения на рабочих местах персонала для определения поправочных коэффициентов. Было получено, что на исследованных рабочих местах в условиях ротационного поля нейтронного излучения индивидуальные дозиметры завышают индивидуальный эквивалент дозы от 6 до 50 раз. Эффективная доза нейтронного излучения на рабочих местах АО «Институт реакторных материалов» при нормальной эксплуатации реакторной установки ИВВ-2М варьирует в диапазоне от 0,7 до 23,0 мкЗв/ч для различных рабочих мест.

### Финансирование

Работа выполнена при поддержке гранта Президента Российской Федерации (грант № МК-4027.2021.4) и при финансовой поддержке РФФИ в рамках научного проекта № 19-38-90096.

### Литература

- Bolognese-Milsztajn T., Bartlett D., Boschung M., et al. Individual neutron monitoring in workplaces with mixed neutron/photon radiation // *Radiation Protection Dosimetry*. 2004. Vol. 110, Issue 1-4. P. 753–758. DOI:10.1093/rpd/nch220.
- d'Errico F., Bartlett D., Bolognese-Milsztajn T., et al. Evaluation of individual dosimetry in mixed neutron and photon radiation fields (EVIDOS). Part I: scope and methods of the project // *Radiation Protection Dosimetry*. 2007. Vol. 125, Issue 1-4. P. 275–280. DOI:10.1093/rpd/ncm169.
- Schuhmacher H., Bartlett D., Bolognese-Milsztajn T., et al. Evaluation of individual dosimetry in mixed neutron and photon radiation fields (EVIDOS). Part II: conclusions and recommendations // *Radiation Protection Dosimetry*. 2007. Vol. 125, Issue 1-4. P. 281–284. DOI:10.1093/rpd/ncm167.
- Luszk-Bhadra M., Bolognese-Milsztajn T., Boschung M., et al. Direction distributions of neutrons and reference values of the personal dose equivalent in workplace fields // *Radiation Protection Dosimetry*. 2007. Vol. 125, Issue 1-4. P. 364–368. DOI:10.1093/rpd/ncm189.
- Luszk-Bhadra M., Lacoste V., Reginatto M., Zimbal A. 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 // *Radiation Protection Dosimetry*. 2007. Vol. 126, Issue 1-4. P. 151–154. DOI:10.1093/rpd/ncm032.
- Park H., Kim J., Choi K. Neutron Spectrum Measurement at the Workplace of Nuclear Power Plant with Bonner Sphere Spectrometer // *Journal of Nuclear Science and Technology*. 2008. Vol. 45. P. 298–301. DOI: 10.1080/00223131.2008.10875847.
- Luszk-Bhadra M., Bartlett D., Bolognese-Milsztajn, et al. Characterization of mixed neutron–photon workplace fields at nuclear facilities by spectrometry (energy and direction) within the EVIDOS project // *Radiation Protection Dosimetry*. 2007. Vol. 124, Issue 3. P. 219–229. DOI:10.1093/rpd/ncm419.
- Fernandez F., Bakali M., Tomas M., et al. Neutron measurements in the Vandellós II nuclear power plant with a Bonner sphere system // *Radiation Protection Dosimetry*. 2004. Vol. 110, Issue 1-4. P. 517–521. DOI:10.1093/rpd/nch383.
- Rimpler A. Bonner sphere neutron spectrometry at spent fuel casks // *Nuclear Instruments and Methods in Physics Research A*. 2002. Vol. 476. P. 468–473. DOI:10.1016/S0168-9002(01)01492-9.
- Lacoste V., Reginatto M., Asselineau B., Muller H. Bonner sphere neutron spectrometry at nuclear workplaces in the framework of the EVIDOS project // *Radiation Protection Dosimetry*. 2007. Vol. 125, Issue 1-4. P. 304–308. DOI:10.1093/rpd/ncm161.
- Luszk-Bhadra M., Derbau D., Halfarth G., et al. Measurement of energy and directional distribution of neutron fluence inside a nuclear power plant // *Nuclear Instruments and Methods in Physics Research A*. 2002. Vol. 476. P. 457–462. DOI:10.1093/rpd/nch179.
- Алексеев А.Г., Пикалов В.А., Суманев О.В., и др. Измерение спектров нейтронного излучения на рабочих местах разделительного производства завода по обогащению урана // *АНРИ*. 2005. Т. 43, №4. С. 49–60.
- Алексеев А.Г., Косьяненко Е.В., Суманев О.В., Крючков В.П. Измерение спектров нейтронного излучения при пуске 3-го блока Калининской АЭС // *АНРИ*. 2006. Т. 45, №2. С. 55–61.
- Алексеев А.Г., Алексеев П.А. Спектры нейтронов на рабочих местах персонала Балаковской АЭС // *Евразийский Союз Ученых. Технические науки*. 2020. Т. 70, № 2. С. 20–26. DOI:10.31618/ESU.2413-9335.2020.2.70.534.
- Алексеев А.Г., Бараненков Н.Н., Бритвич Г.И., и др. Исследование характеристик нейтронного излучения на ядерно-физических установках для методической поддержки ИДК. Протвино: Препринт ИФВЭ, 2003. 12 с.
- Pyshkina M., Vasilyev A., Ekidin A., et al. Study of neutron energy and directional distribution at the Beloyarsk NPP selected workplaces // *Nuclear Engineering and Technology*. 2020. Vol. 53, No 5. P. 1723–1729 DOI:10.1016/j.net.2020.10.015.
- Pyshkina M., Vasilyev A., Ekidin A., et al. Development and testing of a neutron radiation spectrometer in fields of radionuclide sources // *AIP Conference Proceedings*. 2019. Vol. 2163, № 1. P. 1-4. DOI:10.1063/1.5130115.
- Compendium of Neutron Spectra and Detector Responses for Radiation Protection Purposes, Technical report series No. 403, IAEA, Vienna, Austria, 2001. P. 337.
- d'Errico F., Giustu V., Siebert B.R.L. A new neutron monitor and extended conversion coefficients for  $H_p(10)$  // *Radiation Protection Dosimetry*. 2007. Vol. 125, № 1-4. P. 345–348. DOI: 10.1093/rpd/ncm316.
- Фантом грудной клетки (ФЛТ-05, 06). URL: <https://www.radek.ru/fantoms/flt0506/> (Дата обращения 27.04.2021).



21. Санников А.В., Лебедев В.Н., Кустарев В.Н., и др. Индивидуальный дозиметр смешанного излучения ДВГН-01: разработка и исследование характеристик. Протвино: Препринт ИФВЭ, 2005. 13 с.
22. Thermo Scientific Harshaw TLD Materials and Dosimeters. URL: <https://assets.thermofisher.com/TFS-Assets/LSG/Catalogs/Dosimetry-Materials-Brochure.pdf> (Дата обращения 27.04.2021).
23. Pyshkina M., Zhukovsky M., Ekin A. The uncertainties of personal neutron dosimeters at various operational neutron fields // RAD Conference Proceedigs. 2018. Vol. 3. P. 36-41. DOI: 10.21175/RadProc.2018.08.

Поступила: 26.03.2021 г.

---

**Пышкина Мария Дмитриевна** – младший научный сотрудник, ассистент, Уральский федеральный университет, младший научный сотрудник, Институт промышленной экологии Уральского отделения Российской академии наук. Адрес для переписки: 620219, Россия, Екатеринбург, ул. Софьи Ковалевской, д. 20; E-mail: Maria1pyshkina@gmail.com

**Васильев Алексей Владимирович** – кандидат технических наук, научный сотрудник, заведующий радиационной лабораторией, Институт промышленной экологии Уральского отделения Российской академии наук, Екатеринбург, Россия

**Екидин Алексей Акимович** – кандидат физико-математических наук, ведущий научный сотрудник, Институт промышленной экологии Уральского отделения Российской академии наук, Екатеринбург, Россия

**Назаров Евгений Игоревич** – младший научный сотрудник, Институт промышленной экологии Уральского отделения Российской академии наук, Екатеринбург, Россия

**Романова Марина Александровна** – магистрант, Уральский федеральный университет, Екатеринбург, Россия; инженер по радиационной безопасности, Институт реакторных материалов, Заречный, Россия

**Гуринович Владимир Иванович** – главный конструктор проекта, Научно-производственное унитарное предприятие «АТОМТЕХ», Минск, Республика Беларусь

**Комар Дамиан Ингваррович** – инженер, Научно-производственное унитарное предприятие «АТОМТЕХ», Минск, Беларусь

**Кожемякин Валерий Александрович** – кандидат технических наук, старший научный сотрудник, директор Научно-производственного унитарного предприятия «АТОМТЕХ», Минск, Беларусь

Для цитирования: Пышкина М.Д., Васильев А.В., Екидин А.А., Назаров Е.И., Романова М.А., Гуринович В.И., Комар Д.И., Кожемякин В.А. Дозиметрия нейтронного излучения на рабочих местах персонала АО «Институт реакторных материалов» // Радиационная гигиена. 2021. Т. 14, № 2. С. 89–99. DOI: 10.21514/1998-426X-2021-14-2-89-99

---

## Neutron dosimetry at workplaces of JC “Institute of Nuclear Materials”

Mariia D. Pyshkina <sup>1,2</sup>, Aleksey V. Vasilyev <sup>2</sup>, Aleksey A. Ekin <sup>2</sup>, Evgeniy I. Nazarov <sup>2</sup>, Marina A. Romanova <sup>1,3</sup>, Vladimir I. Gurinovich <sup>4</sup>, Damian I. Komar <sup>4</sup>, Valery A. Kozhemyakin <sup>4</sup>

<sup>1</sup> Ural Federal University, Ekaterinburg, Russia

<sup>2</sup> Institute of Industrial Ecology, Ural Branch of the Russian Academy of Sciences, Ekaterinburg, Russia

<sup>3</sup> Institute of Nuclear Materials, Zarechny, Russia

<sup>4</sup> Scientific Production Unitary Enterprise «АТОМТЕХ», Minsk, Belarus

*If the neutron fields at personnel workplaces differ from the neutron fields in which individual dosimeters are verified, there is a possibility of additional errors in the assessment of such dosimetric quantities as ambient dose equivalent, individual dose equivalent or effective dose. To take into account the energy distribution of the neutron radiation flux density and the geometry of the irradiation of workers, it is necessary to study the*

---

**Mariia D. Pyshkina**

Ural Federal University; Institute of Industrial Ecology

**Address for correspondence:** Sofia Kovalevskaya str., 20, Ekaterinburg, 620219, Russia; E-mail: Maria1pyshkina@gmail.com

characteristics of the fields of neutron radiation at the workplaces of the personnel. In order to obtain conditionally true levels of personnel exposure to neutron radiation at nuclear facilities, studies of the energy and angular distribution of the neutron radiation flux density were carried out at the workplaces of the Institute of Reactor Materials JSC, Zarechny. The energy distribution of the neutron radiation flux density was obtained using an MKS-AT1117M multi-sphere dosimeter-radiometer with a BDKN-06 detection unit and a set of polyethylene spheres-moderators. The angular distribution of the neutron radiation flux density was estimated from the results of measurements of the accumulated dose of neutron radiation by individual thermoluminescent dosimeters placed on four vertical planes of a heterogeneous human phantom. The results of measurements of the energy and angular distribution of the neutron radiation flux density made it possible to estimate the conditionally true values of the ambient and individual dose equivalents. The calculated conventionally true values differ from the measured values from 0.7 to 8.9 times for the ambient dose equivalent and from 6 to 50 times for the individual dose equivalent. In order to reduce the error in assessing the effective dose of personnel using personal dosimeters, correction factors were determined. For different workplaces and types of personal dosimeters, correction factors are in the range of values from 0.02 to 0.16.

**Key words:** neutrons, dosimeter-radiometer, correction factor, exposure geometry.

## References

- Bolognese-Milsztajn T, Bartlett D, Boschung M, Coeck M, Curzio G, d'Errico F, et al. Individual neutron monitoring in workplaces with mixed neutron/photon radiation. *Radiation Protection Dosimetry*. 2004;110(1-4): 753–758. DOI:10.1093/rpd/nch220.
- d'Errico F, Bartlett D, Bolognese-Milsztajn T, Boschung M, Coeck M, Curzio G, et al. Evaluation of individual dosimetry in mixed neutron and photon radiation fields (EVIDOS). Part I: scope and methods of the project. *Radiation Protection Dosimetry*. 2007;125(1-4): 275–280. DOI:10.1093/rpd/ncm169.
- Schuhmacher H, Bartlett D, Bolognese-Milsztajn T, Boschung M, Coeck M, Curzio G, et al. Evaluation of individual dosimetry in mixed neutron and photon radiation fields (EVIDOS). Part II: conclusions and recommendations. *Radiation Protection Dosimetry*. 2007;125(1-4): 281–284. DOI:10.1093/rpd/ncm167.
- Luszk-Bhadra M, Bolognese-Milsztajn T, Boschung M, Coeck M, Curzio G, d'Errico F, et al. Direction distributions of neutrons and reference values of the personal dose equivalent in workplace fields. *Radiation Protection Dosimetry*. 2007;125(1-4): 364–368. DOI:10.1093/rpd/ncm189.
- Luszk-Bhadra M, Lacoste V, Reginatto M, Zimbal A. 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. *Radiation Protection Dosimetry*. 2007;126(1-4): 151–154. DOI:10.1093/rpd/ncm032.
- Park H, Kim J, Choi K. Neutron Spectrum Measurement at the Workplace of Nuclear Power Plant with Bonner Sphere Spectrometer. *Journal of Nuclear Science and Technology*. 2008;45:298–301. DOI: 10.1080/00223131.2008.10875847.
- Luszk-Bhadra M, Bartlett D, Bolognese-Milsztajn T, Boschung M, Coeck M, Curzio G, et al. Characterization of mixed neutron-photon workplace fields at nuclear facilities by spectrometry (energy and direction) within the EVIDOS project. *Radiation Protection Dosimetry*. 2007;124(3): 219–229. DOI:10.1093/rpd/ncm419.
- Fernandez F, Bakali M, Tomas M, Muller H, Pochat JL. Neutron measurements in the Vandellós II nuclear power plant with a Bonner sphere system. *Radiation Protection Dosimetry*. 2004;110(1-4): 517–521. DOI:10.1093/rpd/nch383.
- Rimpler A. Bonner sphere neutron spectrometry at spent fuel casks. *Nuclear Instruments and Methods in Physics Research A*. 2002;476: 468–473. DOI:10.1016/S0168-9002(01)01492-9.
- Lacoste V, Reginatto M, Asselineau B, Muller H. Bonner sphere neutron spectrometry at nuclear workplaces in the framework of the EVIDOS project. *Radiation Protection Dosimetry*. 2007;125(1-4): P. 304–308. DOI:10.1093/rpd/ncm161.
- Luszk-Bhadra M, Derbau D, Hallfarth G, Matzke M, Wiegel B, Wittstock J. Measurement of energy and directional distribution of neutron fluence inside a nuclear power plant. *Nuclear Instruments and Methods in Physics Research A*. 2002;476: 457–462. DOI: 10.1016/S0168-9002(01)01490-5.
- Alekseev AG, Pikalov VA, Sumaneev OV, Kosyanenko EV, Britvich GI, Spirov EG, et al. Measurement of neutron radiation spectra at workplaces of separation production of a uranium enrichment plant. *ANRI*. 2005;43(4): 49–60. (In Russian).
- Alekseev AG, Kosyanenko EV, Sumaneev OV, Kryuchkov VP. Measurement of neutron radiation spectra during start-up of Unit 3 of the Kalinin NPP. *ANRI*. 2006;45(2): 55–61. (In Russian).
- Alekseev AG, Alekseev PA. Neutron spectra at the workplaces of the Balakovo NPP personnel. *Eurasian Union of Scientists. Technical science*. 2020;70(2): 20–26. (In Russian). DOI:10.31618/ESU.2413-9335.2020.2.70.534.
- Alekseev AG, Baranenko NN, Britvich GI, Kosyanenko EV, Pikalov VA. Investigation of the characteristics of neutron radiation at nuclear physics facilities for methodological support of the IDK. Protvino: Preprint IPHE; 2003. 12 p. (In Russian).
- Pyshkina M, Vasilyev A, Ekidin A, Nazarov E, Nikitenko V, Pudovkin A. Study of neutron energy and directional distribution at the Beloyarsk NPP selected workplaces. *Nuclear Engineering and Technology*. 2020;53(5): 1723–1729. DOI:10.1016/j.net.2020.10.015.
- Pyshkina M, Vasilyev A, Ekidin A, Zhukovsky MV. Development and testing of a neutron radiation spectrometer in fields of radionuclide sources. *AIP Conference Proceedings*. 2019;2163(1): 1–4. DOI:10.1063/1.5130115.
- Compendium of Neutron Spectra and Detector Responses for Radiation Protection Purposes, Technical report series No. 403, IAEA, Vienna, Austria; 2001. 337 p.
- d'Errico F, Giustu V, Siebert BRL. A new neutron monitor and extended conversion coefficients for Hp(10). *Radiation Protection Dosimetry*. 2007;125(1-4): 345–348. DOI: 10.1093/rpd/ncm316.
- Chest phantom (FLT-05, 06). Available from: <https://www.radek.ru/fantoms/flt0506/> (Accessed: April 27, 2021) (In Russian).
- Sannikov AV, Lebedev VN, Kustarev VN, Savitskaya EN, Spirov EG. Personal dosimeter of mixed radiation DVG-01: development and investigation of its characteristics. Protvino: Preprint IPHE; 2005. 13 p. (In Russian).
- Thermo Scientific Harshaw TLD Materials and Dosimeters. Available from: <https://assets.thermofisher.com/TFS->

Assets/LSG/Catalogs/Dosimetry-Materials-Brochure.pdf  
(Accessed: April 27, 2021).

fields. *RAD Conference Proceedings*. 2018;3: 36-41. DOI: 10.21175/RadProc.2018.08.

23. Pyshkina M, Zhukovsky M, Ekin A. The uncertainties of personal neutron dosimeters at various operational neutron

Received: March 26, 2021

**For correspondence: Mariia D. Pyshkina** – Junior Researcher, Assistant, Ural Federal University; Junior Researcher, Institute of Industrial Ecology, Ural Branch of the Russian Academy of Sciences (Sofia Kovalevskaya str., 20, Ekaterinburg, 620219, Russia; E-mail: Maria1pyshkina@gmail.com)

**Aleksey V. Vasilyev** – Candidate of Technical Sciences, Researcher, Head of radiation department, Institute of Industrial Ecology, Ural Branch of the Russian Academy of Sciences, Ekaterinburg, Russia

**Aleksey A. Ekin** – Candidate of Physical and Mathematical Sciences, Leading Researcher, Institute of Industrial Ecology, Ural Branch of the Russian Academy of Sciences, Ekaterinburg, Russia

**Evgeniy I. Nazarov** – Junior Researcher, Institute of Industrial Ecology, Ural Branch of the Russian Academy of Sciences, Ekaterinburg, Russia

**Marina A. Romanova** – master student, Ural Federal University; Radiation Safety Engineer, JC “Institute of Nuclear Materials”, Zarechny, Russia

**Vladimir I. Gurinovich** – chief designer, Scientific Production Unitary Enterprise «ATOMTEX», Minsk, Belarus

**Damian I. Komar** – engineer, Scientific Production Unitary Enterprise «ATOMTEX», Minsk, Belarus

**Valery A. Kozhemyakin** – Candidate of Technical Sciences, Director, Scientific Production Unitary Enterprise «ATOMTEX», Minsk, Belarus

**For citation: Pyshkina M.D., Vasilyev A.V., Ekin A.A., Nazarov E.I., Romanova M.A., Gurinovich V.I., Komar D.I., Kozhemyakin V.A. Neutron dosimetry at workplaces of JC “Institute of Nuclear Materials”. *Radiatsionnaya Gygiena* = *Radiation Hygiene*. 2021. Vol. 14, No. 2. P. 89-99. (In Russian). DOI: 10.21514/1998-426X-2021-14-2-89-99**