

Характеристика нейтронных полей на исследовательских ядерных реакторах бассейного типа

М.Д. Пышкина^{1,2}, М.В. Жуковский², А.В. Васильев², А.А. Екидин², Е.И. Назаров²,
М.А. Романова³, М.Н. Аникин⁴

¹ Уральский федеральный университет, Екатеринбург, Россия

² Институт промышленной экологии Уральского отделения Российской академии наук, Екатеринбург, Россия

³ АО «Институт реакторных материалов», Заречный, Россия

⁴ Томский политехнический университет, Томск, Россия

В статье представлены результаты экспериментального определения характеристик нейтронных полей за биологической защитой реакторных установок в физзале водо-водяных исследовательских реакторов бассейного типа. В работе проведены измерения энергетического распределения плотности потока нейтронного излучения, определение анизотропии и поправочных коэффициентов для индивидуальных дозиметров. Энергетическое распределение плотности потока нейтронного излучения получено с помощью многосферного дозиметра-радиометра МКС-АТ117М с блоком детектирования БДКН-06 и набором полиэтиленовых сфер-замедлителей. По результатам определения энергетического распределения плотности потока нейтронного излучения установлены средние значения энергии нейтронов, находящиеся в диапазоне энергий 0,06–0,35 МэВ. Отличие нейтронных полей на обследованных рабочих местах персонала от нейтронных полей, в которых проводится проверка индивидуальных дозиметров, приводит к дополнительной погрешности в оценке таких дозиметрических величин, как амбиентный эквивалент дозы, индивидуальный эквивалент дозы или эффективная доза. Выполненные исследования позволяют провести совершенствование системы индивидуального дозиметрического контроля на основе цикла улучшений: новые знания – экспериментальные исследования – внедрение результатов исследований – регламентация деятельности для снижения облучения работников – анализ полученных данных – новые знания. Анизотропия излучения оценена по результатам измерений накопленной дозы нейтронного излучения индивидуальными термолюминесцентными дозиметрами, размещенными на 4 вертикальных плоскостях фантома человека. Адекватные оценки эффективной дозы облучения персонала могут быть получены с использованием поправочных коэффициентов к показаниям индивидуальных дозиметров. Для различных рабочих мест и методов поправочные коэффициенты находятся в диапазоне значений от 0,04 до 0,7.

Ключевые слова: исследовательский реактор, нейтронное излучение, энергетическое распределение, дозиметр-радиометр, поправочный коэффициент, геометрия облучения.

Введение

На сегодняшний день в области обеспечения радиационной безопасности персонала объектов использования атомной энергии (ОИАЭ) сохраняются направления для существенных улучшений и совершенствований. В частности, при нормальной эксплуатации исследовательских ядерных реакторов (ИЯР) таким направлением является дозиметрия нейтронного излучения. Реальные нейтронные поля в помещениях исследовательских ядерных реакторов разнообразны по интенсивности и диапазону энергий нейтронов, который варьирует от сотых долей эВ (тепловые нейтроны) до десятков МэВ (быстрые нейтроны). Существенные различия спектра энергий нейтронного излучения наблюдаются на отдельных рабочих местах [1]:

- за биологической защитой реакторной установки;
- в местах размещения свежего и/или отработавшего ядерного топлива;
- в местах расположения и использования радиоизотопных источников.

Широкий диапазон энергий нейтронов зачастую приводит к неверной оценке индивидуальной дозы, которую получает персонал, из-за энергозависимости отклика дозиметров. Самая достоверная оценка эффективной дозы нейтронного излучения для персонала может быть получена с использованием информации об энергетическом распределении плотности потока нейтронного излучения и геометрии облучения работников на рабочих местах. На сегодняшний день было выполнено множество ис-

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

следований энергетического распределения нейтронов на рабочих местах наиболее распространенных типов реакторных установок: PWR, BWR, GCR, ВВЭР, РБМК и БН [2–14], результаты которых могут быть использованы для реакторных установок аналогичного типа. Такие исследования проводятся и на исследовательских реакторных установках [15, 16], но их количества недостаточно, чтобы охарактеризовать поля нейтронного излучения на других ядерных установках подобного типа.

Цель исследования – экспериментальным способом определить неизвестные характеристики нейтронных полей на рабочих местах исследовательских ядерных реакторов, влияющие на корректность оценки эффективных доз облучения персонала.

Задачи исследования

1. Экспериментальное определение энергетического распределения плотности потока нейтронного излучения на рабочих местах исследовательских реакторов бассейнового типа ИВВ-2М и ИРТ-Т.
2. Специальные измерения для оценки анизотропии плотности потока нейтронного излучения на рабочих местах.
3. Расчет значений поправочных коэффициентов, учитывающих отличие полей нейтронного излучения на рабочих местах от поверочных.

Материалы и методы

Исследование характеристик нейтронных полей проводилось на отдельных рабочих местах персонала гетерогенных водо-водяных исследовательских реакторов бассейнового типа ИВВ-2М (АО «Институт реакторных материалов», г. Заречный) и ИРТ-Т (Учебно-научный центр «Исследовательский ядерный реактор», Томский политехнический университет, г. Томск) [17, 18]. Номинальная мощность реактора ИВВ-2М составляет 15 МВт, ИРТ-Т – 6 МВт. Тепловыделяющие сборки и другие элементы активной зоны реактора ИВВ-2М имеют гексагональное сечение, в реакторе ИРТ-Т – квадратное. Размер активной зоны ИВВ-2М составляет 500 мм в высоту и 500 мм в диаметре, у ИРТ-Т размер активной зоны составляет 600 мм в высоту и 554×485 мм в сечении. В работе обоих реакторов используют высокообогащенное топливо с обогащением 90% по ^{235}U . Максимальная плотность потока в ИВВ-2М составляет $5 \times 10^{14} \text{ с}^{-1} \text{ см}^{-2}$ тепловых нейтронов и $3 \times 10^{14} \text{ с}^{-1} \text{ см}^{-2}$ быстрых нейтронов. Максимальная плотность потока в ИРТ-Т составляет $1,7 \times 10^{14} \text{ с}^{-1} \text{ см}^{-2}$ тепловых нейтронов и $2 \times 10^{13} \text{ с}^{-1} \text{ см}^{-2}$ быстрых нейтронов. Несмотря на то, что некоторые конструкционные особенности реактора ИРТ были использованы при строительстве ИВВ-2 (бассейн реактора с биологической защитой и пр.), активная зона реактора ИВВ-2 была разработана таким образом, чтобы увеличить поток быстрых нейтронов [19]. Толщина биологической защиты составляет 1,9 м и состоит из железо-цементной смеси высокой плотности с большим содержанием химически связанной воды [20].

Измерения характеристик нейтронного излучения проведены в помещениях здания реактора АО «ИРМ», г. Заречный, и в физическом зале реакторной установки учебно-научного центра «Исследовательский ядерный реактор» ТПУ, г. Томск. На исследовательских реакторах вы-

браны аналогичные точки измерений с целью сравнения характеристики нейтронных полей. На рисунке 1 показаны точки размещения оборудования: а – отметка 8,05 (крышка бака аппарата), б – отметка 3,9 (за биологической защитой реактора), в – отметка 0,0 (напротив горизонтального экспериментального канала). Были исследованы некоторые дополнительные точки: г – отметка 6,3 (за биологической защитой реактора), д – отметка 0,0 (ремонтный коридор) для ИВВ-2М, е – отметки 0,0 (напротив горизонтальных экспериментальных каналов) для ИРТ-Т.

Основными видами работ, при которых возможно облучение персонала нейтронным излучением, являются работы в физическом зале ядерной реакторной установки и работы с отработавшим ядерным топливом. В данной статье рассматриваются только работы, выполняемые в физическом зале реакторной установки за ее биологической защитой. Несмотря на некоторые различия в характеристиках реакторов ИРТ-Т и ИВВ-2М, были выдвинуты предположения о наличии идентичных по характеристикам полей нейтронного излучения. В физическом зале исследовательских реакторных установок были выбраны как одинаково расположенные точки (крышка бака аппарата, балкон на отметке 3.9, напротив горизонтального экспериментального канала), так и другие точки (ремонтный коридор и т.д.). Расположение некоторых точек представлено на рисунке 1.

Измерения энергетического распределения нейтронного излучения проводились дозиметром-радиометром МКС-АТ1117М с блоком детектирования БДКН-06 и набором сфер-замедлителей [21] (рис. 2).

Прибор позволяет определять энергетическое распределение плотности потока нейтронного излучения в диапазоне энергий от 0,025 эВ до 20 МэВ в соответствии с аттестованной методикой МТ АААА.7031.004-2020 «Восстановление энергетического распределения плотности потока нейтронного излучения. Определение средней плотности потока нейтронного излучения» [22]. Прибор имеет действующую поверку в поле аттестованного PuBe источника. Экспериментальные данные об энергетическом распределении плотности потока нейтронного излучения позволяют определить основные характеристики нейтронного поля: удельный AMBIENTНЫЙ эквивалент дозы, принятое значение МАЭД, среднюю энергию спектра [14, 16]. Принятое значение МАЭД – значение МАЭД, считаемое истинным.

Удельный AMBIENTНЫЙ эквивалент дозы определяется в соответствии с формулой (1):

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

где Φ – интегральная плотность потока, $\text{с}^{-1} \cdot \text{см}^{-2}$;
 $h^*(10, E)$ – удельный AMBIENTНЫЙ эквивалент дозы в зависимости от энергии нейтронного излучения, $\text{пЗв} \cdot \text{см}^2$;
 $\Phi_E(E)$ – дифференциальная плотность потока в зависимости от энергии нейтронного излучения, $\text{МэВ}^{-1} \cdot \text{с}^{-1} \cdot \text{см}^{-2}$.
 Принятое значение МАЭД определяется с помощью (2):

$$\dot{H}^*(10) = \int_0^\infty h^*(10, E) \cdot \Phi_E(E) dE, \quad (2)$$

где $h^*(10, E)$ – удельный AMBIENTНЫЙ эквивалент дозы в зависимости от энергии нейтронного излучения, рассчитываемый по формуле (1);

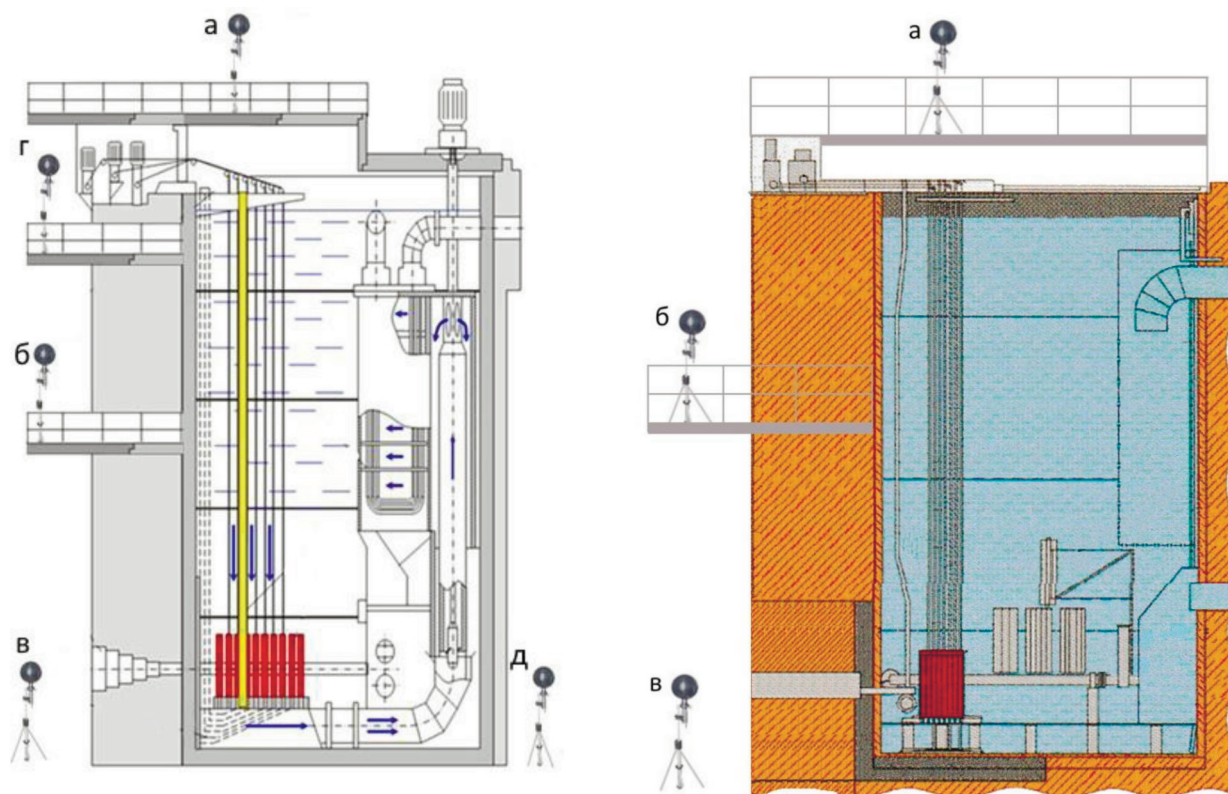


Рис. 1. Точки исследования характеристик нейтронных полей в физическом зале за биологической защитой реакторов ИВВ-2М и ИРТ-Т: а) отметка 8,05 (крышка бака аппарата), б) отметка 3,9 (за биологической защитой реактора), в) отметка 0,0 (напротив горизонтального экспериментального канала), г) отметка 6,3 (за биологической защитой реактора), д) отметка 0,0 (ремонтный коридор)

[Fig. 1. Points for studying the characteristics of neutron fields in the physical hall behind the biological shielding of the IVV-2M and IRT-T: a) Point 8.05 (The tank cover); б) Point 3.9 (in front of active zone behind biological shielding); в) Point 0.0 (in front of the HEC); г) Point 6.3 (behind biological shielding); д) Point 0.0 (repair corridor)]



Рис. 2. Внешний вид дозиметра-радиометра МКС-АТ1117М с блоком детектирования БДКН-06 и набором сфер-замедлителей
[Fig. 2. Appearance of the dosimeter-radiometer AT1117M with the detection unit BDKH-06 and a set of moderator spheres]

$\Phi_E(E)$ – дифференциальная плотность потока в зависимости от энергии нейтронного излучения, $\text{МэВ}^{-1} \cdot \text{с}^{-1} \cdot \text{см}^{-2}$.
Средняя энергия определяется как:

$$\bar{E} = \frac{1}{\Phi} \int_0^{\infty} E \cdot \Phi_E(E) dE, \quad (3)$$

где Φ – интегральная плотность потока, $\text{с}^{-1} \cdot \text{см}^{-2}$;
 $\Phi_E(E)$ – дифференциальная плотность потока в зависимости от энергии нейтронного излучения, $\text{МэВ}^{-1} \cdot \text{с}^{-1} \cdot \text{см}^{-2}$.
Анизотропия нейтронного излучения оценена с помощью термолуминесцентных (ТЛ) дозиметров, раз-

мещенных на 4 сторонах фантома взрослого человека: спереди на груди, сзади на спине и на двух боковых сторонах, слева и справа (рис. 3). В исследовании использованы ТЛ-дозиметры ДВГН-01 [23]. В качестве фантома использовалась канистра объемом 20 л и размерами 31×16×48 см³, что соответствует размерам рекомендуемого фантома тела человека [24].

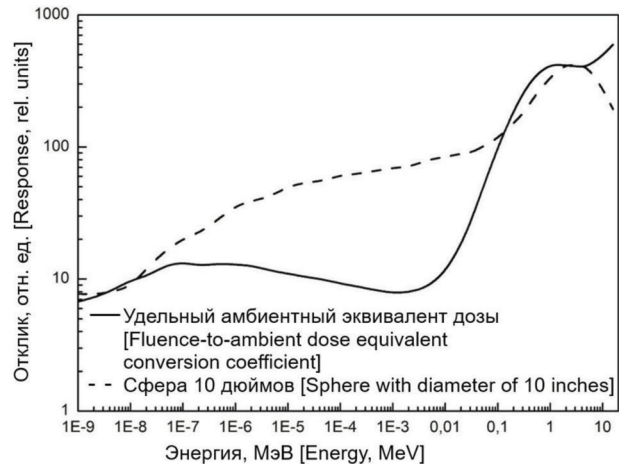


Рис. 3. Пример размещения индивидуальных дозиметров на фантоме
[Fig. 3. The example of personal dosimeters placement on phantom]

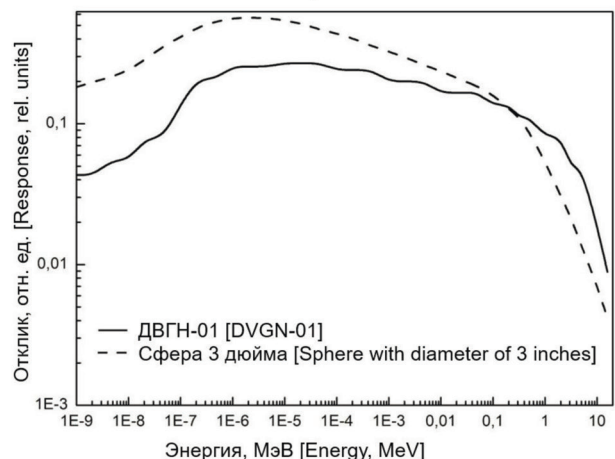
Индивидуальные дозиметры были поверены в поле аттестованного Pu-Be источника. Оценка анизотропии нейтронного излучения позволяет скорректировать оценку эффективной дозы облучения персонала в соответствии с его геометрией облучения. Наиболее распространенные геометрии облучения персонала на ядерных объектах – передне-задняя геометрия (как предельная геометрия облучения направленным полем) и изотропная (как предельная геометрия облучения вращения).

Знание характеристик полей нейтронного излучения позволяет получить сведения о действительных уровнях воздействия на персонал, которые могут в значительной степени отличаться от показаний индивидуальных дозиметров. Для повышения адекватности оценок воздействия нейтронного излучения на персонал к результатам измерений индивидуальными дозиметрами применяют поправочные коэффициенты, зависящие от формы энергетического спектра нейтронов в конкретной точке измерения. На сегодняшний день можно выделить минимум 3 метода, позволяющих определить поправочные коэффициенты. Первый метод (далее Метод 1) применим к определению поправочного коэффициента только для альбедных дозиметров [25, 26]. Данный метод требует наличие спектрометра Боннера, у которого имеются сферы-замедлители нейтронов с откликами, близкими к удельному AMBIENTному эквиваленту дозы и отклику индивидуального дозиметра. В данной работе использовались результаты измерений МКС-АТ1117М с БДКН-06

и сферами-замедлителями нейтронов диаметрами 10 и 3 дюйма. На рисунке 4 представлены для сравнения функции откликов детектора нейтронов для выбранных сфер-замедлителей нейтронов, удельного AMBIENTного эквивалента дозы (рис. 4а) и отклика индивидуального дозиметра (рис 4б).



а)



б)

Рис. 4. Сопоставление откликов сфер с величинами:
а) удельный AMBIENTный эквивалент дозы; б) отклик ДВГН-01
[Fig. 4. Comparison of responses of spheres with: а) ambient dose equivalent; б) response of DVGN-01]

В Методе 1 поправочный коэффициент определяется как отношение результатов измерений МАЭД со сферами 10 и 3 дюйма [25, 26]:

$$k = \frac{H^*(10)_{10''}}{H^*(10)_{3''}} \quad (4)$$

где $H^*(10)_{10''}$ – мощность AMBIENTного эквивалента дозы, полученная с использованием МКС-АТ1117М с БДКН-06 и сферой 10 дюймов, мкЗв/ч;

$H^*(10)_{3''}$ – мощность AMBIENTного эквивалента дозы, полученная с использованием МКС-АТ1117М с БДКН-06 и сферой 3 дюйма, мкЗв/ч.

Второй метод (далее Метод 2) определения поправочного коэффициента опирается на экспериментально полученные данные:

– измеренные значения МАЭД, полученные с помощью приборов дозиметрического контроля рабочего места (ДКРМ);

– результат измерения индивидуального эквивалента дозы на передней плоскости фантома с помощью индивидуальных ТЛ-дозиметров.

В Методе 2 поправочный коэффициент может быть найден по формуле (5) [12]:

$$\kappa = \frac{H^*(10)}{M}. \quad (5)$$

где $H^*(10)$ – МАЭД, полученные с помощью приборов дозиметрического контроля рабочего места, мкЗв/ч;

M – мощность индивидуального эквивалента дозы нейтронного излучения, полученная путем размещения индивидуального дозиметра на передней плоскости фантома, мкЗв/ч.

Третий метод (далее Метод 3) определения поправочного коэффициента учитывает не только энергетическое распределение плотности потока нейтронного излучения, но и его анизотропию. Данный метод лишен излишнего консерватизма. Подробно описание метода представле-

но в работе [13], поправочный коэффициент в Методе 3 определяется по формуле:

$$\kappa = \frac{H_p(10)}{M}, \quad (6)$$

где $H_p(10)$ – принятое значение индивидуального эквивалента дозы нейтронного излучения с учетом энергетического распределения плотности потока и анизотропии нейтронного излучения в точке измерения, мкЗв/ч. Подробно определение принятого значения МИЭД рассматривается в работе [13];

M – результат измерения индивидуального эквивалента дозы на передней поверхности фантома индивидуальными ТЛ-дозиметрами, мкЗв/ч.

Результаты и обсуждение

Нормированное на интегральную плотность потока энергетическое распределение нейтронного излучения, полученное по аттестованной методике на рабочих местах персонала с помощью дозиметра-радиометра МКС-АТ1117М с блоком детектирования БДКН-06 и набором из 6 сфер-замедлителей (диаметрами 3, 4, 6, 8, 10 и 12 дюймов), представлено на рисунке 5.

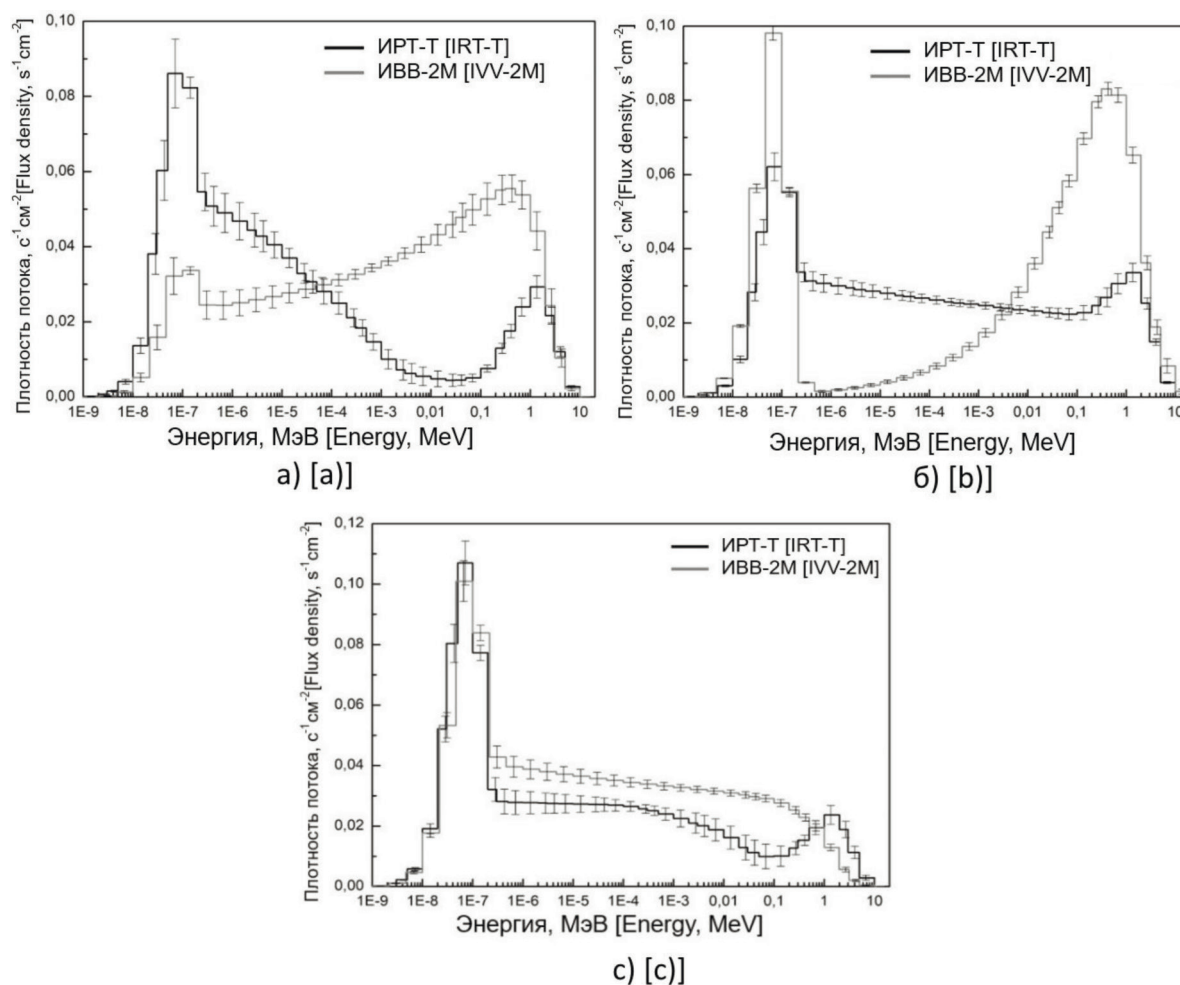


Рис. 5. Энергетическое распределение плотности потока нейтронного излучения в аналогичных точках реакторных установок ИРТ-Т и ИВВ-2М: а) отметка 8,05 (крышка бака аппарата); б) отметка 3,9 (за биологической защитой реактора); в) отметка 0,0 (напротив ГЭК)
[Fig. 5.] Energy distribution of neutron flux density at similar points of reactor installations IRT-T and IVV-2M: а) Point 8.05 (the tank cover); б) Point 3.9 (in front of active zone behind biological shielding); в) Point 0.0 (in front of the HEC)]

На рисунке 5 в точках (а) и (б) наблюдается значительное расхождение в форме спектров нейтронов на рассматриваемых реакторных установках. Расхождение спектров в точке (а) может быть вызвано конструкцией активной зоны. Исследовательский реактор в АО «ИРМ» проектировался как высокотопочный с высокой долей быстрых нейтронов, доля быстрых нейтронов по отношению к тепловым нейтронам в активной зоне ИВВ-2М составляет 0,6, а в ИРТ-Т – 0,12. Средние энергии полей в точках измерений представлены в таблице.

Для оценки анизотропии нейтронного излучения индивидуальные ТЛ-дозиметры размещались на 4 сторонах фантома взрослого человека. Результаты измеренных значений представлены на рисунке 6.

Согласно МУ 2.6.5.052-2017 и исходя из данных рисунка 6, можно сделать вывод о наличии на рабочих местах ненаправленного (в том числе изотропного или ротационного) поля излучения в местах за биологической защитой реактора и направленного поля в местах предусмотренного выхода нейтронного излучения (горизонтальные экспериментальные каналы).

Получены значения МАЭД и интегральной плотности потока на основе данных об энергетическом распределении плотности потока нейтронного излучения. В таблице представлены данные о:

- интегральной плотности потока (ϕ , нейтр./ $(\text{с}\cdot\text{см}^2)$);
- принятом значении МАЭД ($H^*(10)$, мкЗв/ч);
- МАЭД, измеренном с помощью МКС-АТ1117М с БДКН-06, и сферах замедлителей нейтронов диаметрами 10 и 3 дюймов ($H^*(10)_{10''}$, мкЗв/ч, $H^*(10)_{3''}$, мкЗв/ч);
- принятом значении МИЭД ($H_p(10)$, мкЗв/ч);
- результате измерений МИЭД индивидуальным дозиметром ДВГН-01 на передней плоскости фантома (М, мкЗв/ч);
- поправочные коэффициенты, полученные по формулам (4)–(6) (k_1 , k_2 и k_3 соответственно).

Неопределенность измерения интегральной плотности потока не превышает 10%, принятого значения МАЭД – 8%, МАЭД, измеренного с помощью МКС-АТ1117М с БДКН-06, и сферы замедлителей нейтронов диаметрами 10 и 3 дюймов – 12%, принятого значения МИЭД – 23%, результатов измерений МИЭД индивидуальными дозиметрами ДВГН-01 на передней плоскости фантома – 20% и поправочных коэффициентов, полученных по формулам (4)–(6), – 24%, 23% и 30% соответственно.

Для отметки 8,05 (крышка бака аппарата реакторной установки) не удалось определить принятое значение МИЭД, а также измерить МИЭД с помощью индивидуального дозиметра ДВГН-01 на поверхности фантома, так как времени экспонирования индивидуальных дозиметров на фантоме оказалось недостаточно для достижения статистически значимого результата измерения.

По результатам, представленным в таблице, можно сделать вывод, что Метод 1 определения поправочного коэффициента для индивидуального дозиметра альбедного типа, основанный на формуле (4), позволяет получать консервативные оценки поправочного коэффициента. Метод 2 является наиболее доступным методом для определения поправочного коэффициента, так как может применяться оборудование, имеющееся на ОИАЭ: дозиметр-радиометр и индивидуальные дозиметры на фантоме. Метод лишен излишнего консерватизма, но не

учитывает анизотропию нейтронного излучения. Видно, что учет энергетического распределения плотности потока нейтронного излучения, а также анизотропии позволяет добиться снижения систематической погрешности при оценке значения индивидуального эквивалента дозы и уйти от избыточного консерватизма.

Заключение

Несмотря на однотипность исследовательских ядерных реакторов и аналогичность технологических процедур на рабочих местах, условия облучения работников нейтронным излучением специфичны для каждого рабочего места, каждой реакторной установки. Обследованные рабочие места существенно отличаются по характеристикам нейтронных полей: интенсивности нейтронного излучения, распределения нейтронов по энергиям, средним значениям энергий нейтронов. Это обстоятельство указывает на невозможность разработки рекомендаций по совершенствованию систем индивидуального дозиметрического контроля нейтронного облучения для всех однотипных реакторных установок без проведения комплексных экспериментальных исследований основных характеристик нейтронных полей на каждом рабочем месте, где происходит воздействие нейтронов на персонал.

Реальные/установленные отличия энергетического распределения нейтронного излучения на реальных рабочих местах от условий поверки и/или калибровки индивидуальных ТЛ-дозиметров обуславливают необходимость введения поправочных коэффициентов, позволяющих учитывать специфичный отклик дозиметра на каждый диапазон энергий, а также геометрию облучения персонала.

Сравнение 3 применяемых на практике методов определения поправочных коэффициентов показало, что наименее консервативные оценки могут быть получены по результатам комплексных экспериментальных исследований энергетического распределения плотности потока нейтронного излучения и геометрии облучения персонала. В зависимости от применяемого метода определения поправочного коэффициента переоценка уровней облучения персонала варьирует в диапазоне 1,4–25 раз.

Сведения о личном вкладе авторов

Пышкина М.Д. – разработка дизайна исследования, формулировка научных гипотез, сбор и анализ данных, обработка полученных результатов, написание текста, оформление статьи для представления в редакцию журнала.

Жуковский М.В. – научное руководство исследованием, разработка дизайна исследования.

Васильев А.В. – разработка дизайна исследования, сбор и систематизация данных, финальное редактирование статьи.

Екидин А.А. – разработка дизайна исследования, сбор и анализ данных, обработка полученных результатов.

Назаров Е.И. – сбор и анализ данных, обработка полученных результатов.

Романова М.А. – разработка дизайна исследования, сбор и анализ данных.

Аникин М.Н. – разработка дизайна исследования, редактирование промежуточного варианта статьи.

Характеристики нейтронного излучения в точках измерений на местах пребывания персонала

[Table]

Characteristics of neutron fields in the measurement points at workplaces]

Характеристика [Characteristic]	Точка измерения [measurement point]		
	Отметка 8.05 (крышка бака аппарата) ИБВ-2М/ИРТ-Т [Point 8.05 (The tank cover) IVV-2M/IRT-T]	Отметка 3.9 (за биологической защитой напротив АЗ) ИБВ-2М/ИРТ-Т [Point 3.9 (in front of active zone behind biological shielding) IVV-2M/IRT-T]	Отметка 0.0 (напротив ГЭК) ИБВ-2М/ИРТ-Т [Point 0.0 (in front of the HEC) IVV-2M/IRT-T]
E_{cp} , МэВ [E_{av} , MeV]	0,20 / 0,14	0,35 / 0,18	0,06 / 0,23
ϕ , нейтр./с·см ² [ϕ , neut./s·cm ²]	33 / 5,1	110 / 21	19 / 469
$H^*(10)$, мкЗв/ч [$H^*(10)$, μ Sv/h]	13 / 1,1	53 / 4,4	3,5 / 115
$H^*(10)_{10''}$, мкЗв/ч [$H^*(10)_{10''}$, μ Sv/h]	11 / 2,7	51 / 13	3,9 / 300
$H^*(10)_{3''}$, мкЗв/ч [$H^*(10)_{3''}$, μ Sv/h]	27 / 13	69 / 43	18 / 911
$H_p(10)$, мкЗв/ч [$H_p(10)$, μ Sv/h]	– / –	21 / 1,3	0,5 / 80
M , мкЗв/ч [M , μ Sv/h]	– / –	138 / 18	13 / 835
k_1 (Метод 1) [k_1 (Method 1)]	0,4 / 0,2	0,7 / 0,3	0,2 / 0,3
k_2 (Метод 2) [k_2 (Method 2)]	– / –	0,4 / 0,2	0,3 / 0,14
k_3 (Метод 3) [k_3 (Method 3)]	– / –	0,2 / 0,07	0,04 / 0,10

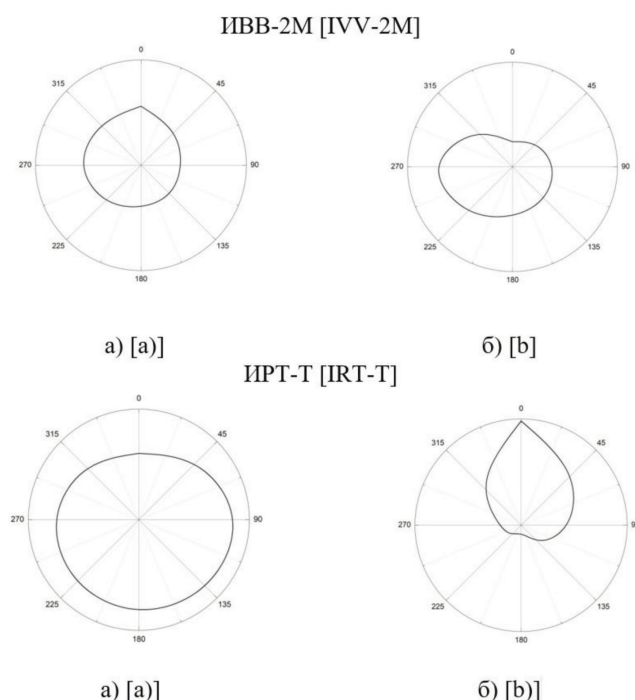


Рис. 6. Анизотропия нейтронного излучения в аналогичных точках реакторных установок ИРТ-Т и ИБВ-2М: а) отметка 3,9 (за биологической защитой реактора); б) отметка 0,0 (напротив ГЭК)

[Fig. 6. Anisotropy of neutron radiation at similar points at reactors IRT-T and IVV-2M: а) Point 3.9 (in front of active zone behind biological shielding); б) Point 0.0 (in front of the HEC)]

Благодарности

Авторы благодарят рецензентов за тщательный анализ статьи.

Информация о конфликте интересов

Авторы заявляют об отсутствии конфликта интересов.

Сведения об источнике финансирования

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

Литература

1. International Atomic Energy Agency (IAEA), Compendium of Neutron Spectra and Detector Responses for Radiation Protection Purposes: IAEA Technical report series No. 403. 2001. P. 337.
2. 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.
3. 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.
4. 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.
5. Luszik-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.
6. Luszik-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.
7. 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.
8. Luszik-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.
9. 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.
10. 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.
11. Luszik-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.
12. 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.
13. 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.
14. Pyshkina M., Vasilyev A., Ekin A., et al. Study of neutron energy and directional distribution at the Beloyarsk NPP selected workplaces // *Nuclear Engineering and Technology*. 2020. DOI:10.1016/j.net.2020.10.015.
15. 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.
16. Пышкина М.Д., Васильев А.В., Екидин А.А., Назаров Е.И., Романова М.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
17. Shchurovskaya M.V., Alferov V.P., Geraskin N.I., et al. Control rod calibration simulation using Monte Carlo code for the IRT-type research reactor // *Annals of Nuclear Energy*. 2016. Vol. 96. P. 332–343. DOI: 10.1016/j.anucene.2016.06.015
18. Чертков Ю.Б., Аникин М.Н., Лебедев И.И., и др. Расчетно-экспериментальное определение нейтронно-физических характеристик исследовательского реактора ИРТ-Т // *Атомная энергия*. 2021. Т. 2021, № 1. С. 43–46.
19. Гончаров В.В. Исследовательские реакторы. Советская атомная наука и техника. Пред. ред. коллегии К. И. Щелкин. Москва: Атомиздат, 1967. 391 с.
20. Томский политехнический университет (ТПУ), Инструкция по эксплуатации исследовательского реактора ИРТ-Т: ТПУ. 2019. URL: https://portal.tpu.ru/SHARED/t/TAHIR/uch_rab/Tab1/%D0%98%D0%BD%D1%81%D1%82%D1%80%D1%83%D0%BA%D1%86%D0%B8%D1%8F%20%D0%BF%D0%BE%20%D1%8D%D0%BA%D1%81%D0%BF%D0%BB%D1%83%D0%B0%D1%82%D0%B0%D1%86%D0%B8%D0%B8%20%20%D0%98.docx (Дата обращения: 19.07.2022).
21. Pyshkina M., Vasilyev A., Ekin 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.
22. УП «Атомтех», МТ АААА.7031.004-2020 «Восстановление энергетического распределения плотности потока нейтронного излучения. Определение средней плотности потока нейтронного излучения». 2020.
23. 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.
24. International Standard Organization, Радиационная защита. Эталонное рентгеновское и гамма-излучение для калибрования дозиметров и интенсиметров и определения их характеристик как функции энергии фотона. Часть 3. Калибрование поверхностных и личных дозиметров и измерение их характеристик, таких как функция энергии и угол падения: ISO 4037-3. 2019.
25. International Standard Organization, Passive neutron dosimetry systems — Part 1: Performance and test requirements for personal dosimetry: ISO 21909. 2021.
26. МУ 2.6.5.052-2017. Дозиметрия. Определение индивидуальных эффективных доз нейтронного излучения: утверждены и введены в действие Федеральным медико-биологическим агентством России от 11.10.2017: дата введения 11.10.2017.

Поступила: 20.07.2022 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

Жуковский Михаил Владимирович – доктор технических наук, профессор, главный научный сотрудник, Институт промышленной экологии Уральского отделения Российской академии наук, Екатеринбург, Россия

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 – инженер по радиационной безопасности, Институт реакторных материалов, Заречный, Россия

Аникин Михаил Николаевич – начальник службы ядерной безопасности, Учебно-научный центр «Исследовательский ядерный реактор», Томский политехнический университет, Томск, Россия

Для цитирования: Пышкина М.Д., Жуковский М.В., Васильев А.В., Екидин А.А., Назаров Е.И., Романова М.А., Аникин М.Н. Характеристика нейтронных полей на исследовательских ядерных реакторах бассейного типа // Радиационная гигиена. 2022. Т. 15, № 4. С. 58-68. DOI: 10.21514/1998-426X-2022-15-4-58-68

Characteristics of neutron fields at pool-type research nuclear reactors

Mariya D. Pyshkina ^{1,2}, Michael V. Zhukovsky ², Aleksey V. Vasilyev ², Aleksey A. Ekinin ², Evgeniy I. Nazarov ²,
 Marina A. Romanova ^{1,3}, Michael N. Anikin ⁴

¹ Ural Federal University, Ekaterinburg, Russia

² Institute of Industrial Ecology, Ural Branch of the Russian Academy of Sciences, Ekaterinburg, Russia

³ Institute of Nuclear Materials, Zarechny, Russia

⁴ Tomsk polytechnical university, Tomsk, Russia

The article presents results of experimental determination of the characteristics of neutron fields behind the biological shielding of reactor facilities in the physical hall of pressurized water research reactors of the pool type. In the work, measurements of the energy distribution of the neutron radiation flux density, determination of anisotropy and correction factors for individual dosimeters were carried out. 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 moderator spheres. Based on the results of determining the energy distribution of the neutron radiation flux density, the average values of the neutron energy were established, which are in the energy range: 0.06–0.35 MeV. The difference between neutron fields at the surveyed personnel workplaces and neutron fields in which individual dosimeters are calibrated leads to an additional error in estimating such dosimetric quantities as ambient dose equivalent, individual dose equivalent or effective dose. The performed studies allow to improve the system of individual dosimetric control based on the cycle of improvements: new knowledge – experimental studies – implementation of research results – regulation of activities to reduce the exposure of workers – analysis of the data obtained – new knowledge. The radiation anisotropy 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 human phantom. Adequate estimates of the effective dose to personnel can be obtained using correction factors for individual dosimeters. For various workplaces and methods, the correction factors range from 0.04 to 0.7.

Key words: research reactor, neutron radiation, energy distribution, dosimeter-radiometer, correction factor, exposure geometry.

Mariya D. Pyshkina

Ural Federal University; Institute of Industrial Ecology

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

Authors' personal contribution

Pyshkina M.D. – development of research design, formulation of scientific hypotheses, data collection and analysis, processing of the results, writing the text, designing an article for submission to the editors of the journal.

Zhukovsky M.V. – scientific management of the study, development of the design of the study.

Vasilyev A.V. – development of the study design, data collection and systematization, final editing of the article.

Ekidin A.A. – development of research design, data collection and analysis, processing of the results.

Nazarov E.I. – collection and analysis of data, processing of the results.

Romanova M.A. – research design development, data collection and analysis.

Anikin M.N. – development of the design of the study, editing the pro-intermediate version of the article.

Acknowledgment

The authors thank the referees for a thorough analysis of the article.

Conflict of interests

The authors declare no conflict of interest.

Sources of financing

This work was supported by a grant from the President of the Russian Federation (grant no. MK-4027.2021.4).

References

1. International Atomic Energy Agency (IAEA), Compendium of Neutron Spectra and Detector Responses for Radiation Protection Purposes: IAEA Technical report series No. 403. 2001: 337.
2. 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.
3. 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/nch169.
4. 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/nch167.
5. Luszik-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/nch189.
6. Luszik-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/nch032.
7. 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.
8. Luszik-Bhadra M, Bartlett D, Bolognese-Milsztajn, 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/nch419.
9. 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.
10. 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/nch161.
11. Luszik-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.
12. Alekseev AG, Kosyanenko EV, Sumanev 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).
13. Alekseev AG, Alekseev PA. Neutron spectra at the workplaces of the Balakovo NPP personnel. *Evrasiyskiy Soyuz Uchenykh. Tekhnicheskie nauki = Eurasian Union of Scientists. Technical science*. 2020;70(2): 20–26. (In Russian). DOI:10.31618/ESU.2413-9335.2020.2.70.534.
14. 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): P. 1723–1729. DOI:10.1016/j.net.2020.10.015.
15. 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 IPhHE; 2003. 12 p. (In Russian).
16. Pyshkina MD, Vasilyev AV, Ekidin AA, Nazarov EI, Romanova MA, et al. Neutron dosimetry at workplaces of JC “Institute of Nuclear Materials”. *Radiation Hygiene*. 2021;14(2): 89–99. DOI: 10.21514/1998-426X-2021-14-2-89-99
17. Shchurovskaya MV, Alferov VP, Geraskin NI, Radaev AI, Naymushin AG, et al. Control rod calibration simulation using Monte Carlo code for the IRT-type research reactor. *Annals of Nuclear Energy*. 2016;96: 332–343. DOI: 10.1016/j.anucene.2016.06.015
18. Chertkov YuB, Anikin MN, Lebedev II, Naymushin AG, Smolnikov NV. Calculation and Experimental Determination of the Neutronics Characteristics of the IRT-T Research Reactor. *Atomic Energy*. 2021;131(1): 43–46. DOI: 10.1007/s10512-022-00834-y
19. Goncharov VV. Research reactors. Советская атомная наука и техника/Soviet atomic science and technology: Atomizdat; 1967. 391 p.
20. Toms polytechnical university (TPU), Operation manual for research reactor IRT-T: TPU. 2019. Available from: https://portal.tpu.ru/SHARED/t/TAHIR/uch_rab/Tab1/%D0%98%D0%BD%D1%81%D1%82%D1%80%D1%83%D0%BA%D1%86%D0%B8%D1%8F%20%D0%BF%D0%BE%20%D1%8D%D0%BA%D1%81%D0%BF%D0%BB%D1%83%D0%B0%D1%82%D0%B0%D1%86%D0%B8%D0%B8%20%20%D0%98.docx [Accessed 19 July 2022] (In Russian).
21. 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.
22. ATOMTEX, MT AAAA.7031.004-2020 «Unfolding of neutron energy flux density distribution. Determination of average neutron flux density distribution». 2020. (In Russian).

23. Sannikov AV, Lebedev VN, Kustarev VN, Savitskaya EN, Spirov EG. Personal dosimeter of mixed radiation DVGN-01: development and investigation of its characteristics. Protvino: Preprint IPhHE; 2005. 13 p. (In Russian).
24. International Standard Organization, Radiological protection — X and gamma reference radiation for calibrating dosimeters and dose-rate meters and for determining their response as a function of photon energy — Part 3: Calibration of area and personal dosimeters and the measurement of their response as a function of energy and angle of incidence: ISO 4037-3. 2019.
25. International Standard Organization, Passive neutron dosimetry systems — Part 1: Performance and test requirements for personal dosimetry: ISO 21909. 2021.
26. Federal Medical and Biological Agency of Russia, Dosimetry. Determination of individual effective doses of neutron radiation: MU 2.6.5.052-2017. 2017.

Received: July 20, 2022

For correspondence: Mariya D. Pyshkina – Senior Lecturer, 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)

Michael V. Zhukovsky – Chief Researcher, Institute of Industrial Ecology, Ural Branch of the Russian Academy of Sciences, Ekaterinburg, Russia

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 – Radiation Safety Engineer, JC “Institute of Nuclear Materials”, Zarechny, Russia

Michael. N. Anikin – Head of the Nuclear Safety Service, Educational and Scientific Center “Research Nuclear Reactor”, Tomsk Polytechnic University, Tomsk, Russia

For citation: Pyshkina M.D., Zhukovsky M.V., Vasilyev A.V., Ekin A.A., Nazarov E.I., Romanova M.A., Anikin M.N. Characteristics of neutron fields at pool-type research nuclear reactors”. *Radiatsionnaya Gygiena = Radiation Hygiene*. 2022. Vol. 15, No. 4. P. 58-68. (In Russian). DOI: 10.21514/1998-426X-2022-15-4-58-68