

# Пероральный термолюминесцентный дозиметр нейтронного излучения для условий аварийного облучения

Разработан пероральный дозиметр смешанного гамма-нейтронного излучения (ПТД) для условий аварийного облучения. Энергетическая зависимость чувствительности дозиметра нейтронного излучения близка к энергетической зависимости удельной эффективной дозы на единичную плотность потока. Для нейтронных полей, содержащих значительный вклад быстрых нейтронов, неопределенность показаний дозиметра составляет не более 25% для передне-задней геометрии излучения и не более 35% для геометрии вращения. В нейтронных полях с преобладанием частиц с тепловыми и промежуточными энергиями дозиметр переоценивает эффективную дозу облучения в 2,5 раза для передне-задней геометрии и в 3,3 раза для геометрии вращения. Проведен постановочный эксперимент, включавший размещение индивидуальных дозиметров внутри канистры, имитирующей торс стандартного взрослого человека, в поле нейтронного излучения. Были получены условно истинные значения эффективной дозы с помощью энергетического и углового распределения плотности потока нейтронного излучения. Различия в показаниях ПТД и условно истинного значения эффективной дозы не превышают 2.

М.Д.Пышкина<sup>1,2</sup>,  
М.В.Жуковский<sup>2</sup>, А.В.Васильев<sup>2</sup>,  
М.А.Романова<sup>1,3</sup>

<sup>1</sup> Уральский федеральный университет,  
г. Екатеринбург

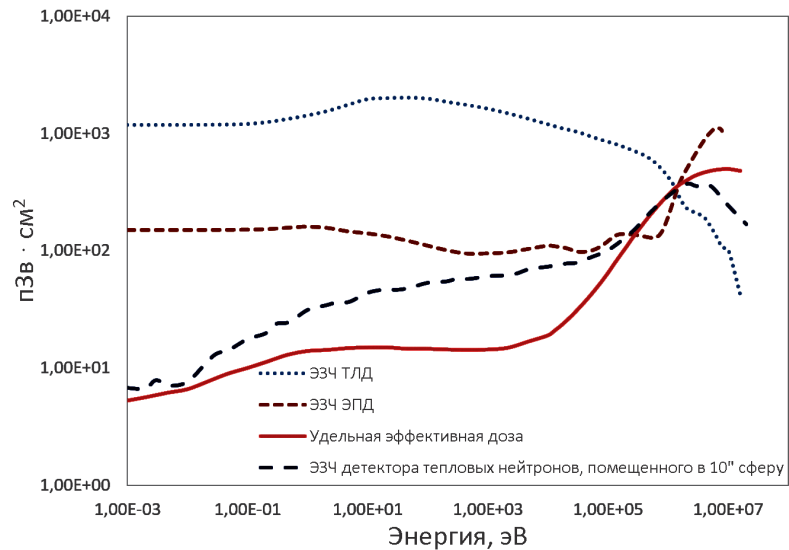
<sup>2</sup> Институт промышленной экологии УрО РАН,  
г. Екатеринбург

<sup>3</sup> АО «Институт реакторных материалов»,  
г. Заречный Свердловской обл.

**Ключевые слова:** нейтронное излучение, дозиметр, аварийное облучение

**М**ониторинг нейтронного облучения персонала на ядерных установках является сложной задачей в области индивидуальной дозиметрии. За биологической защитой ядерных установок энергии нейтронов лежат в широком диапазоне – от тепловых до десятков МэВ. В условиях аварийного облучения стандартные методы индивидуальной и групповой дозиметрии не всегда позволяют адекватно оценить уровни воздействия излучения на персонал.

Энергетическая зависимость чувствительности (ЭЗЧ) индивидуальных дозиметров нейтронов в значительной степени отличается от удельного индивидуального эквивалента дозы  $h_p(10)$ . Показания индивидуальных дозиметров в условиях штатной работы ядерных установок могут существенно отличаться от истинных значений индивидуального эквивалента дозы или эффективной дозы [1-3]. В условиях рутинного мониторинга для компенсации неопределенности показаний индивидуальных дозиметров вводят поправочные коэффициенты, учитывающие угловое и энергетическое распределение нейтронов на рабочем месте персонала [4-6]. В аварийной ситуации энергетическое распределение нейтронов на рабочем месте



**Рис. 1.** Сравнение ЭЗЧ дозиметров с эффективной дозой.

персонала может не соответствовать таковому в условиях штатной работы. Таким образом в условиях аварийного облучения адекватная оценка индивидуального эквивалента дозы и эффективной дозы персонала не может быть достигнута с помощью индивидуальных дозиметров.

С помощью стационарных или переносных дозиметров, предназначенных для контроля мощности дозы нейтронного излучения на рабочем месте, может быть получена адекватная оценка дозы нейтронного облучения персонала ядерных установок в точке контроля. Как правило, такие дозиметры состоят из полиэтиленовой сферы или цилиндра определенного диаметра для замедления нейтронов и активного или пассивного детектора тепловых нейтронов. Энергетическая зависимость

чувствительности такого типа дозиметров близко описывает удельный амбиентный эквивалент дозы  $h^*(10)$  (рис. 1). Данные приборы предназначены для определения дозиметрических характеристик непосредственно в определенной точке рабочего места персонала. В условиях аварийного облучения использование дозиметров группового контроля затруднено из-за их массивности.

В данной работе в условиях аварийного облучения предлагается использовать пероральный термолюминесцентный дозиметр (ПТД) нейтронного излучения. Энергетическая зависимость чувствительности разработанного дозиметра более точно описывает удельную эффективную дозу по сравнению с наиболее широко распространенными индивидуальными

ми дозиметрами нейтронного излучения (рис.1). Пероральный термолюминесцентный дозиметр обладает преимуществами как приборов индивидуального, так и группового контроля: мобильность, малогабаритность и наличие необходимой ЭЗЧ.

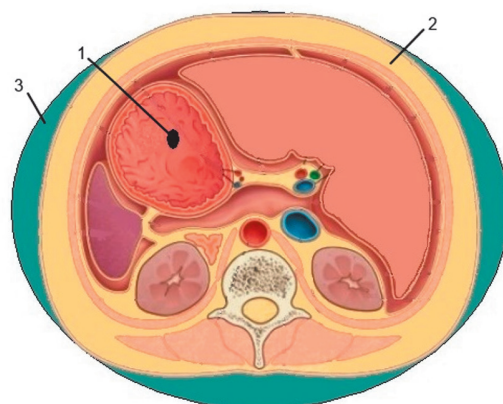
### Материалы и методы

Как видно из рис.1, наиболее близкий ЭЗЧ к удельной эффективной дозе имеет детектор тепловых нейтронов, помещенный в 10-дюймовую сферу. При размещении детектора тепловых нейтронов в подобных условиях возможно добиться того, что оценки эффективной дозы облучения будут близки к условно истинному значению эффективной дозы. Подходящим вариантом является размещение дозиметра непосредственно в теле человека, что обеспечивает сопоставимую геометрию измерения с измерениями внутри полиэтиленового шара диаметром 10 дюймов.

### Принцип работы дозиметра

Для формирования необходимой геометрии облучения дозиметра в ситуации аварийного или потенциально возможного нейтронного облучения он помещается в тело человека путем проглатывания. Практически сразу дозиметр оказывается в же-

**Рис.2.** Взаимное расположение тела, смоделированного фантома и дозиметра: 1 – дозиметр, 2 – тело, 3 – фантом.



лудке, где может находиться от 4 до 10 часов. Нейтроны, многократно рассеиваясь в теле человека (фантоме), замедляются до тепловых энергий и эффективно регистрируются дозиметром. Функция отклика дозиметра будет близка к удельной эффективной дозе на единичный флюенс. Дозиметр нейтронного излучения предоставляет наиболее точные данные об уровне облучения работника в аварийных условиях. Пероральный дозиметр нейтронного излучения состоит из двух кристаллов:  ${}^6\text{LiF}$  и  ${}^7\text{LiF}$ , помещенных в пластмассовую капсулу. Кристаллы  ${}^6\text{LiF}$  чувствительны к регистрации тепловых нейтронов и гамма-излучению, а кристаллы  ${}^7\text{LiF}$  – только к гамма-излучению.

На рис.2 изображено возможное расположение дозиметра внутри тела.

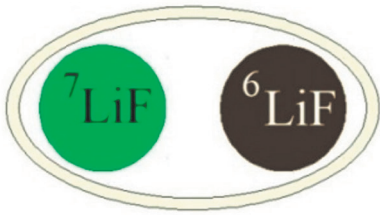
После окончания работ в условиях аварийного облучения ПТД извлекается из тела естественным путем

и передается в отдел радиационной безопасности для обработки. Кристаллы извлекаются из капсулы, и происходит их считывание на специальном оборудовании. Определение накопленных доз происходит согласно МУ 2.6.5.026-2016 [7].

### Моделирование

Исследование ЭЗЧ дозиметра в различных геометриях облучения проводилось с помощью Монте-Карло кода *FLUKA* [8-9]. Объекты моделирования создавались на основе их реального материального состава и геометрических размеров. Модель дозиметра состояла из пластмассовой капсулы  $\varnothing 0,8 \times 1,5$  см с толщиной стенок 0,05 см, двух кристаллов  ${}^6\text{LiF}(\text{Mg}, \text{Ti})$  и  ${}^7\text{LiF}(\text{Mg}, \text{Ti})$   $\varnothing 0,5 \times 0,05$  см. Расположение кристаллов внутри капсулы представлено на рис.3.

Фантом, в который помещен дозиметр, представлен эллиптическим цилиндром с высотой 50 см и сечением



**Рис.3.** Модель дозиметра гамма-нейтронного смешанного излучения.

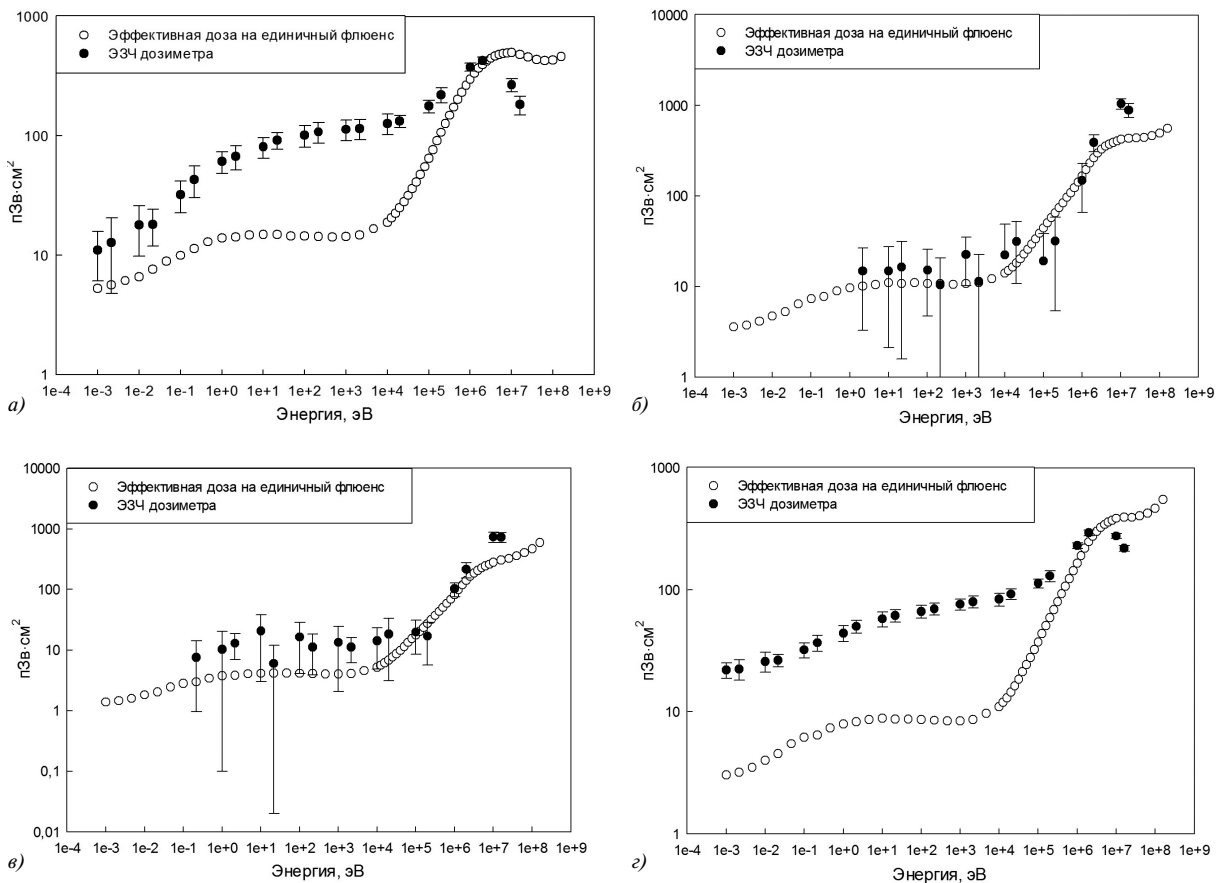
40×32 см. Материал фантома соответствовал составу мягких тканей, которые, согласно МКРЕ, включают 4 компонента: Н – 10%, С – 11%, N – 3% и О – 76% [10].

Для построения ЭЗЧ дозиметра моделировалась ситуация облучения фанто-

ма последовательно полем моноэнергетичных нейтронов с энергиями от  $10^{-3}$  до  $10^7$  эВ с шагом в порядок и от  $2 \cdot 10^{-3}$  до  $2 \cdot 10^7$  эВ. Рассмотрены основные геометрии облучения персонала: передне-задняя (ПЗ), задне-передняя (ЗП), лево-правая (ЛП), право-левая (ПЛ) и геометрия вращения (ВР). Облучение в ПЗ, ЗП, ЛП, ПЛ геометриях моделировалось однородным направленным полем излучения прямоугольного сечения  $40 \times 70$  см для полного перекрытия всего фантома под углами  $0^\circ$ ,  $90^\circ$ ,  $180^\circ$  и  $270^\circ$ ,

соответственно. Облучение в геометрии вращения моделировалось облучением однородным направленным полем излучения прямоугольного сечения нейтронов под углами от  $0^\circ$  до  $360^\circ$  с интервалом в  $45^\circ$ . Энергетическая зависимость чувствительности дозиметра в геометрии вращения представляла собой сумму его показаний для каждого угла падения излучения.

Для репрезентативности результатов моделирования рассчитывались 15 показаний ПТД для каждой геометрии облучения и каждой энергии



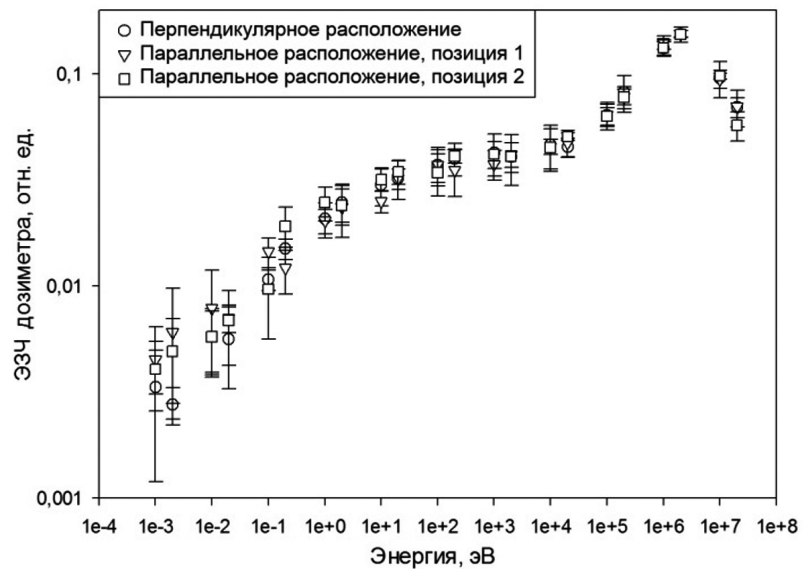
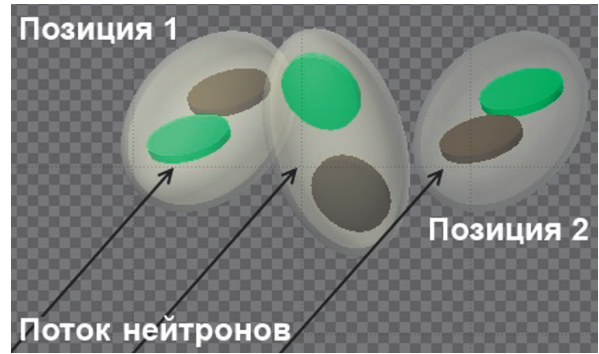
**Рис.4.** ЭЗЧ дозиметра и эффективная доза на единственный флюенс в различных геометриях облучения: а – ПЗ, б – ЗП, в – ПЛ, г – ВР.

поля нейтронов. На рис.4 изображены ЭЗЧ ПТД для различных геометрий облучения и функции эффективной дозы на единичный флюенс.

Энергетическая зависимость чувствительности дозиметра смешанного гамма-нейтронного излучения имеет схожее поведение с функцией эффективной дозы на единичный флюенс в ПЗ, ЗП и ПЛ геометриях облучения. Наибольшее отклонение ЭЗЧ от функции эффективной дозы на единичный флюенс наблюдается для геометрии вращения и соответствует диапазону от тепловых энергий до десятков кэВ. Энергетическая зависимость чувствительности превышает функцию эффективной дозы на единичный флюенс в 7 и 9 раз для передне-задней геометрии и геометрии вращения соответственно (рис.4). В области высоких энергий нейтронов, от  $2 \cdot 10^6$  эВ, для всех геометрий облучений является характерным спад ЭЗЧ, в то время как функция эффективной дозы на единичный флюенс продолжает возрастать.

Исследовались ЭЗЧ дозиметра, находящегося в различных положениях внутри желудка. Были рассмотрены предельные случаи: перпендикулярное и параллельное расположения кристаллов дозиметра к потоку нейтронов (рис.5).

**Рис.5.** Расположение дозиметра в фантоме по отношению к потоку нейтронов.



**Рис.6.** ЭЗЧ дозиметра в различных положениях расположения.

Для регистрации в дозиметре нейтрон должен пройти большое расстояние в рассеивающем материале. В результате многократного рассеяния поток нейтронов уже не является направленным, а значит, регистрация нейтрона в дозиметре может происходить под любым углом к нормали поверхности кристаллов. Статистически значимая разница в рассчитанных ЭЗЧ дозиметра в различных положениях внутри тела человека не обнаружена. Энергетическая зависимость чувствительности

дозиметра в условиях различного расположения приведена на рис.6.

### Расчетная оценка неопределенностей показаний дозиметра

Неопределенность показаний дозиметра определялась как разница между условно истинным значением эффективной дозы и показаниями дозиметра. Путем моделирования облучения дозиметра внутри тканеэквивалентного фантома в известных опорных полях нейтронов

радионуклидных источников  $^{239}\text{Pu}(\alpha, n)\text{Be}$ ,  $^{241}\text{Am}(\alpha, n)\text{Be}$ ,  $^{252}\text{Cf}$ ,  $^{252}\text{Cf}(\text{D}_2\text{O})$  были найдены калибровочные коэффициенты. Условно истинное значение эффективной дозы в рабочих полях нейтронов рассчитывалось путем свертки удельной эффективной дозы на единичную плотность потока для соответствующей геометрии облучения с рассматриваемым спектром. По аналогии были оценены показания дозиметра путем свертки его ЭЗЧ с рассматриваемым спектром. В расчетах рассматривались нейтронные поля реальных рабочих мест

на атомных электростанциях с различным типом реакторных установок: водные реакторы под давлением (*PWR*), кипящие реакторы (*BWR*), водо-водяные энергетические реакторы (*VVER*) и газоохлаждаемые реакторы (*GCR*). Спектры были выбраны таким образом, чтобы наиболее широко охватить диапазон изменения энергии нейтронов (рис.7). Результаты оценки относительных неопределенностей показаний дозиметра в передне-задней геометрии облучения и геометрии вращения представлены в табл. 1, 2.

Из данных, представленных в табл. 1, 2, видно, что калибровка на источниках с более низкой эффективной энергией нейтронов обеспечивает меньшую неопределенность результата измерения дозы от нейтронов, в отличие от калибровки на источниках с более высокой эффективной энергией нейтронов.

### Экспериментальная проверка

Измерения индивидуально эквивалента дозы внутри фантома, имитирующего расположение дозиметра внутри тела человека, проводились

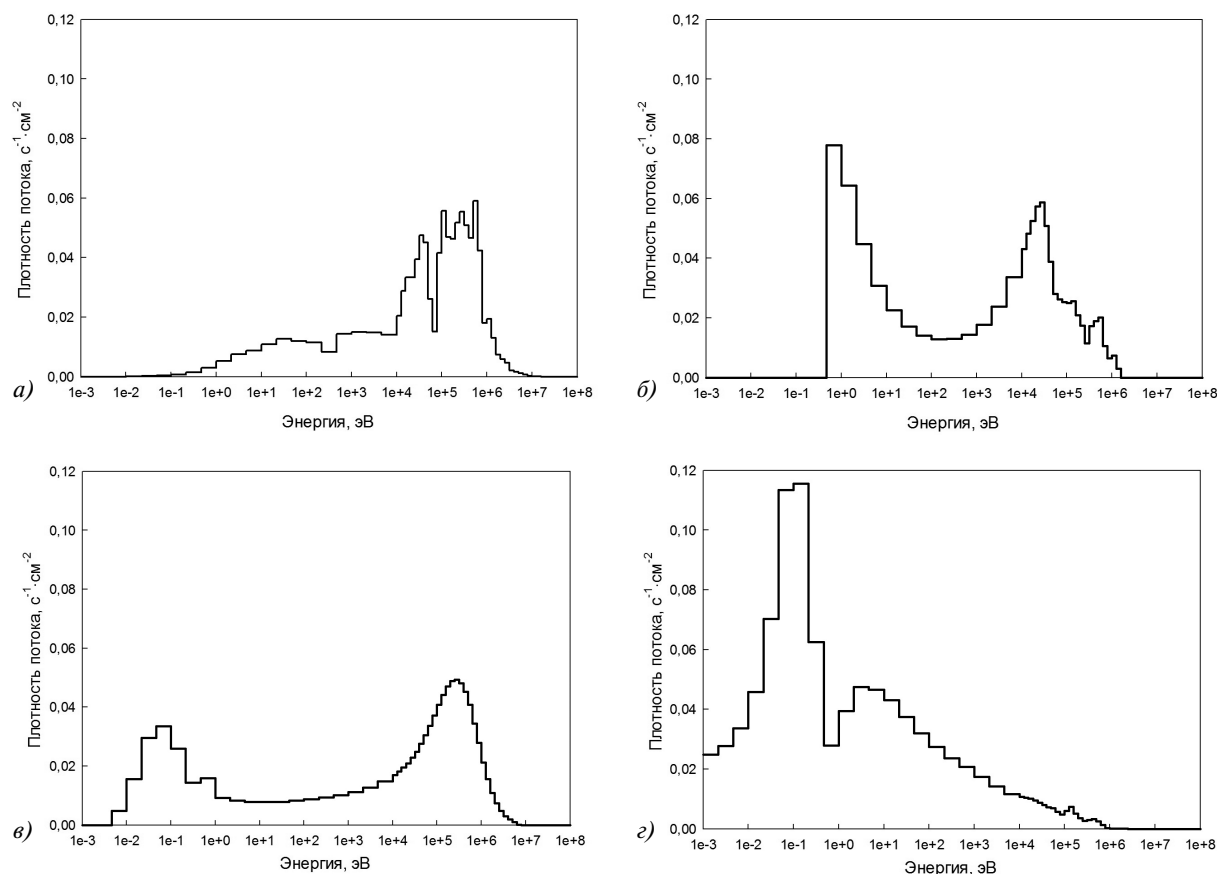


Рис.7. «Рабочие» спектры: а – Caorso BWR: position 1 [11], б – PWR Gosgen: position 1 [12], в – ВВЭР, машинный зал hotside [11], г – AGR: position CH1 [13].



**Табл.1.** Отношение условно истинного значения эффективной дозы в передне-задней геометрии облучения к показанию дозиметра.

Калибровочный источник	Рабочий спектр			
	BWR	PWR	VVER	GCR
$^{239}\text{Pu}(\alpha,n)\text{Be}$	0,54	0,35	0,57	9,8
$^{241}\text{Am}(\alpha,n)\text{Be}$	0,57	0,36	0,60	10,2
$^{252}\text{Cf}$	0,64	0,41	0,67	11,5
$^{252}\text{Cf}(\text{D}_2\text{O})$	0,96	0,61	1,02	17,3

**Табл.2.** Отношение условно истинного значения эффективной дозы при облучении в геометрии вращения к показанию дозиметра.

Калибровочный источник	Рабочий спектр			
	BWR	PWR	VVER	GCR
$^{239}\text{Pu}(\alpha,n)\text{Be}$	0,45	0,29	0,48	9,3
$^{241}\text{Am}(\alpha,n)\text{Be}$	0,47	0,30	0,50	9,7
$^{252}\text{Cf}$	0,58	0,37	0,61	11,9
$^{252}\text{Cf}(\text{D}_2\text{O})$	0,87	0,55	0,92	17,8

в АО «Институт реакторных материалов» в двух точках. Точки измерения располагались непосредственно за биологической защитой реакторной установки на разных высотных отметках от активной зоны. Индивидуальные дозиметры ДВГН-01 и *Harshaw* типов 6776 и 6777 помещались внутрь канистры, наполненной водой, размером, соответствующим размеру

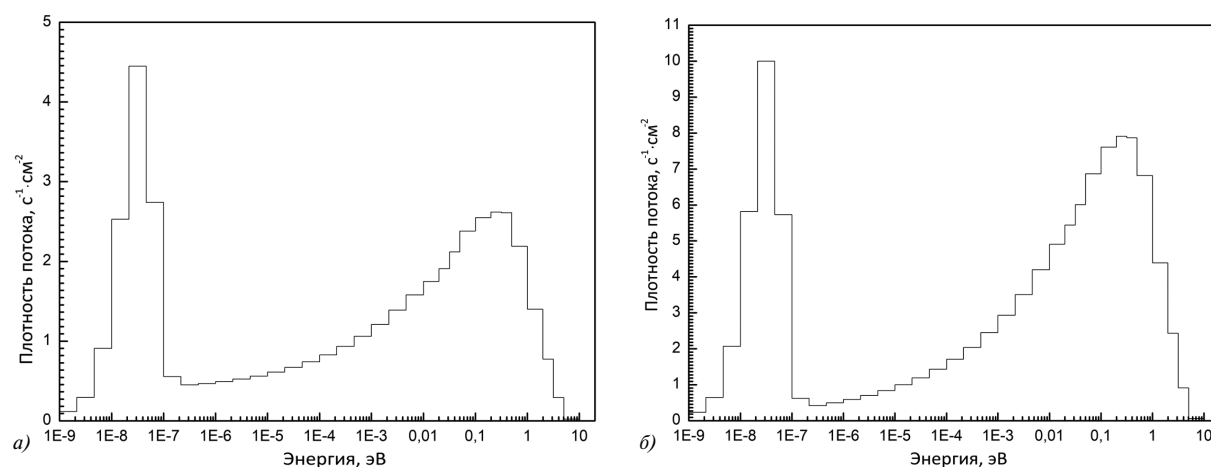
торса стандартного человека. Все дозиметры были поверены на  $^{239}\text{Pu}(\alpha,n)\text{Be}$  источнике.

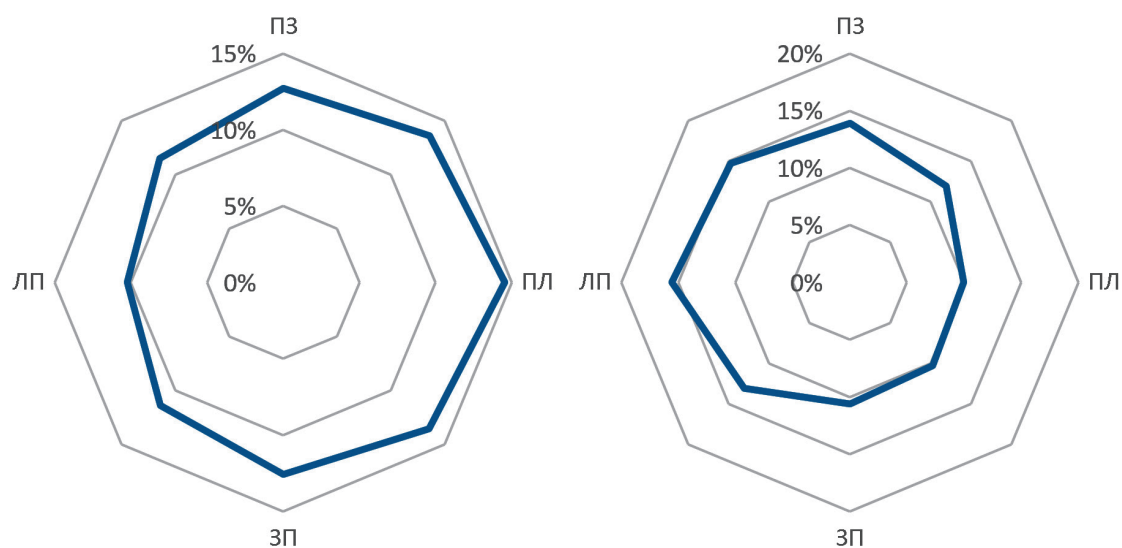
В местах расположения фантомов были проведены измерения энергетического и углового распределения плотности потока нейтронного излучения с целью определения условно истинного значения эффективной дозы. Измерение спектров нейтронного излучения проводились

с помощью дозиметра-радиометра МКС-АТ1117М с блоком детектирования БДКН-06 и набором сфер замедлителей. Восстановление спектров нейтронного излучения проводилось в соответствии с методикой, описанной в работе [14]. Результаты измерений энергетического распределения плотности потока нейтронного излучения в точках измерений представлены на рис.8.

Угловое распределение плотности потока и условно истинное значение эффективной дозы нейтронного излучения проводилось в соответствии с методикой, описанной в работе [15]. Результаты измерений углового распределения плотности потока нейтронного излучения в точках измерений представлены на рис.9.

Согласно [16]: «П 2.6.6.1.6. Если отклонение значений от среднего значения не превышает 10%, то поле

**Рис.8.** Энергетическое распределение плотности потока нейтронного излучения в: а) точке 1 и б) точке 2.



**Рис.9.** Угловое распределение плотности потока нейтронного излучения в: а) точке 1 и б) точке 2.

**Табл.3.** Результаты измерений мощности дозы внутри канистры.

Точка измерения	Условно истинное значение эффективной дозы	Hr(10), отн. ед.		
		ДВГН-01	Harshaw 6776	Harshaw 6777
1	6,2±1,6	10,4±1,8	12,4±4,3	6,2±2,2
2	20,5±5,4	29,0±5,0	37,6±13,0	41,0±14,2

**Табл.4.** Результаты измерений мощности дозы на поверхности канистры.

Точка измерения	Условно истинное значение эффективной дозы	Hr(10), отн. ед.		
		ДВГН-01	Harshaw 6776	Harshaw 6777
1	6,2±1,6	36,8±11,0	47,6±14,3	39,6±11,9
2	20,5±5,4	138±41	156±47	157±48

излучения считают изотропным (или ротационным, как верхней границы изотропного облучения)». Таким образом можно сделать вывод, что за биологической защитой реактора нейтронное излучение имеет изотропный характер.

### Выводы

Разработанный пероральный дозиметр смешанного гамма-нейтронного излучения для условий аварийного облучения обладает преимуществами как индивидуаль-

ных нейтронных дозиметров, так и приборов группового контроля нейтронного облучения. Пероральный термолуминесцентный дозиметр обладает малыми габаритами (размер капсулы 1,5×0,8 см), простотой изготовления. В состав дозиметра входят детекторы тепловых нейтронов – кристаллы <sup>6</sup>LiF(Mg,Ti) и <sup>7</sup>LiF(Mg,Ti). Диапазон измерений детекторами дозы нейтронов составляет от 10 мкГр до 10 Гр. Детекторы хорошо изучены и находят-

ся в массовом производстве. Дозиметр обладает ЭЗЧ, близкой к ЭЗЧ приборов дозиметрического контроля рабочего места нейтронного излучения, т. е. неопределенности их показаний будут сопоставимы.

Энергетическая зависимость чувствительности дозиметра смешанного гамма-нейтронного излучения близка к энергетической зависимости удельной эффективной дозы на единичную плотность потока. Наибольшее отклоне-



ние ЭЗЧ от удельной эффективной дозы на единичную плотность потока наблюдается в диапазоне от 1 ЭВ до 100 кЭВ. ЭЗЧ превышает функцию эффективной дозы на единичный флюенс в 7 и 9 раз для передне-задней геометрии и геометрии вращения соответственно (рис.4).

Применение для калибровки ПТД радионуклидного источника на основе  $^{252}\text{Cf}$  в модераторе из тяжелой воды обеспечивает неопределенность результата измерений дозы от нейтронов в 2–3 раза меньше, чем при

калибровке на других источниках. Для нейтронных полей, содержащих значительный вклад быстрых нейтронов, неопределенность показаний дозиметра составляет не более 25% для передне-задней геометрии излучения и не более 35% для геометрии вращения.

В нейтронных полях с преобладанием частиц с тепловыми и промежуточными энергиями дозиметр переоценивает эффективную дозу облучения в 2,5 раза для передне-задней геометрии и в 3,3 раза для геометрии вращения.

Проведенный постановочный эксперимент включал размещение индивидуальных дозиметров внутри канистры, имитирующей торс стандартного взрослого человека, в поле нейтронного излучения. Были получены условно истинные значения эффективной дозы с помощью энергетического и углового распределения плотности потока нейтронного излучения. Различия в показаниях ПТД и условно истинного значения эффективной дозы не превышают 2.

### Литература

1. Алексеев А.Г., Кирякова Н.В., Крючков В.П. и др. Метрологические вопросы использования индивидуальных дозиметров нейтронов ДВН-А-01 и ДВГН-01. Препринт ИФВЭ 2004-14. Протвино, 2004. 15 с.
2. Санников А.В., Лебедев В.Н., Кустарев В.Н. и др. Индивидуальный дозиметр смешанного излучения ДВГН-01: разработка и исследование характеристик. Препринт ИФВЭ 2005-6. Протвино, 2005. 13 с.
3. Санников А.В., Пелешко В.Н., Савицкая Е.Н. и др. Дозиметр эффективной дозы смешанного излучения. Препринт ИФВЭ 2008-1. Протвино, 2008. 11 с.
4. Алексеев А.Г., Лебедев В.Н. Исследование методических вопросов использования индивидуальных дозиметров нейтронов альбедного типа. Препринт ИФВЭ 2003-8. Протвино, 2003. 10 с.
5. L.G. Beskrovnaya, E.A. Goroshkova, Yu.V. Mokrov, *Fizika Elementarnykh Chastits i Atomnogo Yadra*, no. 3 (159), pp. 347-363, 2010.
6. M. Luszik-Bhadra, M. Boschung, M. Coeckat et al. EVIDOS: Optimisation of Individual Monitoring in Mixed Neutron/Photon Fields at Workplaces of the Nuclear Fuel Cycle.
7. МУ 2.6.5.028-2016. Определение индивидуальных эффективных и эквивалентных доз и организация контроля профессионального облучения в условиях планируемого облучения. Общие требования.
8. A. Ferrari, P.R. Sala, A. Fasso, J. Ranft, «FLUKA: a multi-particle transport code», CERN-2005-10, 2005, INFN/TC 05/11, SLAC-R-773.
9. G. Battistoni, S. Muraro, P.R. Sala, F. Cerutti, A. Ferrari, S. Roesler, A. Fasso, J. Ranft, «The FLUKA code: Description and benchmarking», Proceedings of the Hadronic Shower Simulation Workshop 2006, Fermilab 6–8 September 2006, M. Albrow, R. Raja eds., AIP Conference Proceeding 896, 31-49, 2007.
10. Международное агентство по атомной энергетике, Оценка профессионального облучения от внешних источников ионизирующего облучения. Серия норм безопасности N RS-G-1.3, МАГАТЭ, Вена, 1999.
11. O.F. Naismith, B.R.L. Siebert, «A database of neutron spectra, instrument response functions and dosimetric conversion functions for radiation protection applications», *Radiat. Prot. Dosim.*, no. 70, pp. 241-246, 1997.

12. H.J. Delafield, C.A. Perks, «Neutron spectrometry and dosimetry measurements made at nuclear power stations with derived dosemeter responses», *Radiat. Prot. Dosim.*, no. 44, pp. 227-232, 1992.
13. D.T. Bartlett, A.R. Britcher, A.G. Bardell, D.J. Thomas, I.F. Hudson, «Neutron spectra, radiological quantities and instrument and dosemeter responses at a MAGNOX reactor and a fuel reprocessing installation», *Radiat. Prot. Dosim.*, no. 44, pp. 233-238, 1992.
14. М. Pyshkina, А. Vasilyev, А. Ekinin et al. Development and testing of a neutron radiation spectrometer in fields of radionuclide sources. AIP Conference Proceedings 2163 (1).
15. М. Pyshkina, А. Vasilyev, А. Ekinin et al., Study of neutron energy and directional distribution at the Beloyarsk NPP selected workplaces. Nuclear Engineering and Technology. URL: <https://doi.org/10.1016/j.net> (дата обращения: 15.10.2020).
16. МУ 2.6.5.052-2017. Дозиметрия. Определение индивидуальной эффективной дозы нейтронного излучения.

## Oral Thermoluminescent Neutron Dosimeter for Emergency Exposure Conditions

Pyshkina Mariia<sup>1,2</sup>, Zhukovsky Mikhail<sup>2</sup>, Vasiliev Aleksey<sup>2</sup>, Romanova Marina<sup>1,3</sup>

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

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

<sup>3</sup>JSC «Institute of Reactor Materials», Zarechny, Sverdlovsk region, Russia

**Abstract.** An oral dosimeter of mixed gamma-neutron radiation for emergency exposure conditions has been developed. The energy dependence of the neutron radiation dosimeter sensitivity is close to the energy dependence of the specific effective dose per unit flux density. For neutron fields containing a significant contribution of fast neutrons, the uncertainty of the dosimeter readings is no more than 25% for the anteroposterior radiation geometry and no more than 35% for the rotation geometry. In neutron fields with a predominance of particles with thermal and intermediate energies, the dosimeter overestimates the effective radiation dose by 2.5 times for the anteroposterior geometry and 3.3 times for the rotation geometry. A staging experiment was carried out, which included placing individual dosimeters inside a canister simulating the torso of a standard adult in a neutron radiation field. The conditionally true values of the effective dose were obtained using the energy and angular distribution of the neutron radiation flux density. Differences in the dosimeter readings and the conditionally true value of the effective dose do not exceed 2.

**Key words:** neutron radiation, dosimeter, emergency exposure.

М.Д.Пышкина <sup>1,2</sup> (м.н.с.), М.В.Жуковский <sup>2</sup> (профессор, д.т.н., директ.), А.В.Васильев <sup>2</sup> (к.т.н., зав.лаб.), М.А.Романова <sup>1,3</sup> (инж.).

<sup>1</sup> Уральский федеральный университет, г. Екатеринбург.

<sup>2</sup> Институт промышленной экологии УрО РАН, г. Екатеринбург.

<sup>3</sup> АО «Институт реакторных материалов», г. Заречный Свердловской обл.

Контакты: тел. +7 (912) 667-71-69; e-mail: [Maria1pyshkina@gmail.com](mailto:Maria1pyshkina@gmail.com).