

Ослабление нейтронного и гамма излучения радиоизотопных источников материалом на основе модифицированного гидрида титана

Р. Н. Ястребинский, Г. Г. Бондаренко, А. А. Карнаухов

Экспериментально исследованы радиационно-защитные свойства материала на основе модифицированного гидрида титана по отношению к гамма- и нейтронному излучению точечных радиоизотопных источников в барьерной и сплошной геометриях защиты. Рассмотрены расчетные модели задачи решения уравнения переноса излучения для метода Монте-Карло и дана сравнительная оценка экспериментальных и расчетных результатов. Оценка амплитудного распределения гамма-излучения по толщине материала защиты показала значительное снижение мощности эквивалентной дозы гамма излучения в энергетическом интервале 180 – 250 кэВ, что обусловлено эффектом комптоновского рассеивания. Длина релаксации мощности дозы γ -излучения по ^{137}Cs материалом защиты составила $4,80 \pm 0,18$ см. Длина релаксации плотности потока быстрых нейтронов от источника Pu- α -Be составила $6,20 \pm 0,18$ см. Сравнительный анализ экспериментальных и расчетных данных защитных свойств материала на основе модифицированного гидрида титана по отношению к радиоизотопным источникам показал высокую сходимость полученных результатов и адекватность применения расчетной модели задачи для применяемой программа MCNP.

Ключевые слова: гидрид титана, цементный композит, радиоизотопные источники, радиационная защита, уравнения переноса, расчетная модель.

DOI: 10.30791/1028-978X-2021-9-24-33

Введение

Согласно энергетической стратегии России на период до 2030 г. и целей АО “Концерн Росэнергоатом”, важной задачей является создание и ввод в эксплуатацию ядерных энергетических реакторов с жидкометаллическим теплоносителем, в частности реакторов на быстрых нейтронах проекта “Прорыв” (БРЕСТ-ОД-300, БН-1200 и др.), а также транспортных ядерных энергетических установок (ЯЭУ) на промежуточных нейтронах. Высокие температуры и дозы облучения в быстрых реакторах требуют решения проблемы создания высокоэффективных конструкционных материалов радиационной защиты, сохраняющих эксплуатационные характеристики при повышенных, длительных радиационно-термических нагрузках [1 – 8].

Ввиду высоких технико-экономических показателей, наибольшее применение в качестве

радиационно-защитного материала в атомной промышленности нашли гидриды титана. Среди гидридов переходных металлов IV группы (Ti, Zr и Hf), *d*-зона которых представлена двумя электронами (что определяет их высокие абсорбционные возможности по отношению к водороду), титан наименее тугоплавок. Температура плавления Ti составляет 1670 °С, что на 190 °С меньше, чем у Zr и на 530 °С меньше чем у Hf [9 – 13]. Это определяет менее затратный процесс его получения в виде сферических гранул (дроби) методом центробежного распыления с последующим прямым гидрированием при температуре 400 °С. Данная технология на промышленном уровне разработана в ОАО “ВНИИНМ” (г. Москва) [14]. Метод позволяет получить металлгидридную систему нестехиометрического состава (содержание водорода до 3,6 масс. %) с термостабильностью до 300 °С, что на 100 °С выше, чем для изделий на основе

компактного гидрида титана, полученного гидрированием титановых заготовок. Это обусловлено тем, что при радиационно-термическом воздействии диффундирующий из объема к поверхности дробы водород улавливается металлическим титаном поверхностных слоев с образованием гидрида (металлический титан выступает в качестве “ловушки” водорода), что увеличивает в среднем начальную температуру дегидрирования системы на 100 – 120 °С. Кроме того, благодаря повышенной текучести сферических гранул, дробь может быть использована для заполнения конструкций радиационной защиты сложной конфигурации и для изготовления защитных блоков [15].

Проведенные исследования в области разработки термостойких металлгидридных систем позволили повысить начальную температуру термической диффузии водорода из дробы гидрида титана до 650 – 700 °С [16, 17]. Это определяет возможность использования дробы гидрида титана в качестве материала радиационной защиты для реакторов на быстрых нейтронах, где температура жидкометаллического натриевого теплоносителя составляет 500 – 550 °С.

Проектирование радиационной защиты ядерного реактора требует применения верифицированных программных средств, позволяющих дать оценку соответствия состава и геометрии защиты режимам и условиям ее эксплуатации, а также провести прогнозирование свойств разработанных материалов в условиях значительных радиационно-термических нагрузок. При этом обоснованность применяемых методов моделирования радиационной защиты определяется на основе сопоставимости расчетных и экспериментальных результатов ослабления излучения.

Цель данной работы — экспериментальные исследования радиационно-защитных свойств материала на основе модифицированного гидрида титана по отношению к гамма- и нейтронному излучению точечных радиоизотопных источников в барьерной и сплошной геометриях защиты, сравнительная оценка экспериментальных и расчетных результатов решения уравнения переноса излучения для метода Монте-Карло.

Экспериментальная часть

Материалы

Расчетные и экспериментальные исследования проводили на композите, полученном при твердении в стандартных условиях композиционной

смеси на основе модифицированной дробы гидрида титана, портландцементного вяжущего, воды и пластифицирующих добавок [15]. Для исследований использовали композиционный блок размером 400 × 400 × 100 мм, термообработанный при 300 °С до постоянной массы. Модифицирование дробы гидрида титана проводили методом электрохимического осаждения титана и меди из раствора электролита [16, 17]. Ядерные концентрации элементов в композиционном материале защиты, используемые в расчетах, приведены в табл. 1.

Таблица 1

Ядерные концентрации элементов в композите на основе дробы гидрида титана

Table 1

Nuclear concentrations of elements in a composite based on the fraction of titanium hydride

| Содержание элементов в композите на основе дробы гидрида титана, × 10 ²⁰ яд./см ³ | | | | | | | | | | |
|---|-----|----|------|-----|-----|-----|------|------|------|------|
| Ti | H | Ca | Si | Al | Fe | Mg | S | O | C | N |
| 327 | 562 | 34 | 10,5 | 5,2 | 1,8 | 2,1 | 0,73 | 68,9 | 0,65 | 0,42 |

Измерение гамма-излучения

Для измерения мощности эквивалентной дозы (МЭД) гамма-излучения от источника ¹³⁷Cs использовали дозиметр-радиометр МКС-21П с блоком детектирования БДРС-06П и термомлюминесцентные детекторы (ТЛД) типа TLD100 и TLD1011, позволяющие измерять поглощенную дозу от фотонов и нейтронов, или эквивалентную дозу от фотонов. Детекторы TLD100 изготовлены из LiF, активированного Mg и Ti, и имеют диапазон измерения дозы гамма-излучения от 10 мкЗв до 10 Зв, а TLD1011 — из LiF, активированного Mg, Cu и P, диапазон измерения дозы гамма-излучения от 0,1 мкЗв до 10 мЗв.

Измерения мощности экспозиционной дозы (МЭД) гамма-излучения проводили двумя способами (сериями).

Барьерная геометрия серии 1 подразумевала неизменность расстояния между источником (*I*) и передней поверхностью материала (*h* = 20 см) (рис. 1а). Центр датчика (*D*) размещался на расстоянии 1 см от поверхности блока. Для снижения влияния рассеянного излучения на показания детектора и утечки излучений в геометрию измерений включено экранирование свинцовыми блоками.

Измерения в сплошной геометрии для серии 1 включали расположение датчика по центральной оси между двумя блоками (рис. 1б).

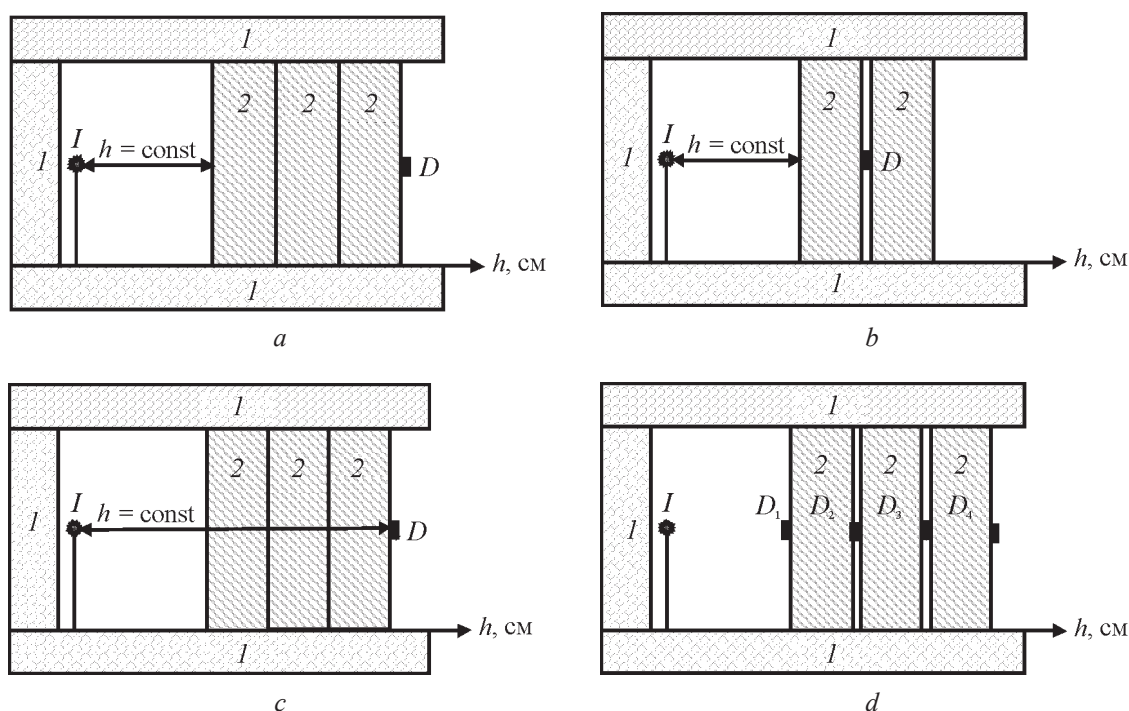


Рис. 1. Геометрия измерений ослабления гамма-излучения от источника ^{137}Cs : *a* — барьерная (серия 1), *b* — сплошная (серия 1), *c* — барьерная (серия 2), *d* — сплошная, с помощью ТЛД. 1 — свинцовый экран, 2 — защитный композит.

Fig. 1. Geometry of measurements (series 1) of loosening gamma radiation from the source ^{137}Cs : *a* — barrier (series 1), *b* — solid (series 1), *c* — barrier (series 2), *d* — solid, with TLD. 1 — lead screen, 2 — protective composite.

Геометрия измерений серии 2 подразумевала фиксированное расстояние между датчиком детектора и источником излучений, равное 51 см (рис. 1с).

На рис. 1d показана сплошная геометрия измерений с помощью ТЛД. Зазоры между блоками, в которых размещались ТЛД, составляли 4 мм. Суммарная толщина композиции с двумя зазорами составляла $31 \pm 0,2$ см.

Для оценки энергетического распределения гамма-излучения по толщине защиты для серии 1 измерены гамма спектры за двумя и тремя блоками композита (толщина 20 и 30 см). Измерения проведены с помощью спектрометра “Гамма-1С/ NB1”, оснащенного сцинтилляционным блоком детектирования БДС-Г5 с диапазоном регистрируемых энергий гамма-излучения от 30 кэВ до 3 МэВ (энергетическое разрешение 7,75 % по линии 662 кэВ (^{137}Cs)).

Измерение нейтронного излучения

Для измерений плотности потока быстрых нейтронов (Φ_0) (с энергией больше 1,0 МэВ) от

источника Pu- α -Be использовали сцинтилляционный счетчик нейтронов с сцинтиллятором на основе люминофора ZnS(Ag) в водородосодержащей среде. Импульсы, обусловленные гамма-излучением, отсекались с помощью дискриминатора амплитуд. Чувствительность счетчика к плотности потока быстрых нейтронов с энергией больше 1,0 МэВ составляла $0,241 \pm 0,007$ имп./(нейтр./см²). Приборная погрешность счета импульсов 20 %.

Для измерений мощности поглощенной дозы нейтронов и вторичного гамма-излучения использовали термолюминесцентные детекторы типа TLD100. При этом часть ТЛД помещали в кадмиевые чехлы с толщиной стенки 1 мм для исключения вклада нейтронов с энергиями ниже 0,6 эВ. Для снижения утечки излучений и влияния рассеянного излучения в геометрию измерений включали экранирование блоками из полиэтилена. Измерения с помощью сцинтилляционного счетчика быстрых нейтронов проводили в двух сериях с геометрией измерений, аналогичных измерениям гамма-излучения: серии 1 (рис. 1a) и серии 2 (рис. 1c).

Таблица 2

Измеренные гамма-дозиметром защитные свойства композита в серии 1 и 2

Table 2

The protective properties of composite measured by gamma dosimeter in series 1

| Серия измерений | Вариант измерений | Толщина защиты, см | Расстояние между источником и датчиком, см | Средняя мощность эквивалентной дозы (МЭД), мкЗв/ч |
|-----------------|-------------------|--------------------|--|---|
| 1 | 1 | 0 | 19 | $(1,06 \pm 0,05) \cdot 10^4$ |
| | 2 | 10 | 31 | $(1,01 \pm 0,02) \cdot 10^3$ |
| | 2а* | 10 | 31 | $(1,03 \pm 0,01) \cdot 10^3$ |
| | 3 | 20 | 41 | $(9,84 \pm 0,3) \cdot 10^1$ |
| | 4 | 30 | 51 | $9,74 \pm 0,1$ |
| 2 | 1 | 30 | 51 | $(1,01 \pm 0,2) \cdot 10^1$ |
| | 2 | 20 | 51 | $(5,67 \pm 0,3) \cdot 10^1$ |
| | 3 | 10 | 51 | $(3,19 \pm 0,05) \cdot 10^2$ |
| | 4 | 0 | 51 | $(1,38 \pm 0,01) \cdot 10^3$ |

* — сплошная геометрия.

Результаты и их обсуждение

Ослабление γ -излучения от источника ^{137}Cs

Защитные свойства композита при облучении источником ^{137}Cs в серии 1 и 2 представлены в табл. 2.

Результаты измерений для серии 2 приведены в табл. 2 и 3.

С целью оценки распределения МЭД гамма излучения по ширине защиты были проведены измерения с помощью TLD100, размещенных на передней поверхности композиции и за вторым

Таблица 3

Мощность эквивалентной дозы от источника ^{137}Cs по центральной оси защитной композиции, мкЗв/ч

Table 3

Power of equivalent dose from the ^{137}Cs source along the central axis of protective composition, the mkZv/h

| Позиция детектора | Мощность эквивалентной дозы, мкЗв/ч | |
|-------------------|-------------------------------------|---------|
| | TLD100 | TLD1011 |
| D_1 | 7370 | — |
| | 8020 | |
| | 7690 | |
| D_2 | 955 | — |
| | 1060 | |
| | 974 | |
| D_3 | 113 | 96,6 |
| | 97,6 | 76,1 |
| | 102 | 92,4 |
| D_4 | — | 8,13 |
| | | 10,1 |
| | | 8,62 |

блоком на расстояниях 5, 10 и 15 см (по горизонтали) от центральной оси. Результаты измерений приведены в табл. 4. Из анализа данных табл. 4 следует, что наблюдается снижение мощности дозы относительно центральной оси “источник – защита” за счет растекания гамма-квантов и процессов некогерентного рассеивания на атомах титана.

На рис. 2 показано полученное амплитудное распределение за двумя и тремя блоками композита (вариант 3 и 4, соответственно, серия 1). Для варианта 4 в табл. 5 дано полученное распределение МЭД по энергетическим группам.

Наблюдается значительное снижение МЭД в энергетическом интервале 180 – 250 кэВ, обусловленное эффектом комптоновского рассеивания (табл. 5).

Таблица 4

Значения МЭД от источника ^{137}Cs для датчиков TLD100 (рис. 1с), смещенных от центральной оси композиции

Table 4

MED values from the ^{137}Cs source for TLD100 sensors (fig. 1c) shifted from the central axis of the composition

| Расстояние по вертикали от центральной оси, см | Мощность эквивалентной дозы | | | |
|--|-----------------------------|------|--------------|-------|
| | Датчик D_1 | | Датчик D_3 | |
| | мкЗв/ч | % | мкЗв/ч | % |
| –15 | 5920 | 76,9 | 68,5 | 65,9 |
| –10 | 6830 | 88,7 | 85,7 | 82,4 |
| –5 | 7460 | 96,9 | 92,3 | 88,8 |
| 0 | 7700 | 100 | 104 | 100 |
| 5 | 6930 | 90,0 | 92,1 | 88,6 |
| 10 | 6520 | 84,7 | 85,3 | 82,1 |
| 15 | 5530 | 71,8 | 68,1 | 65,46 |

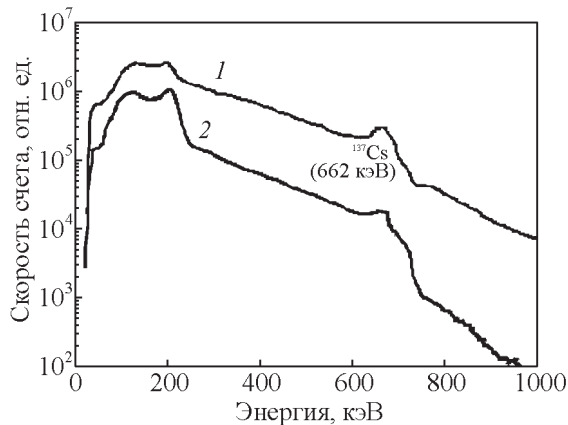


Рис. 2. Амплитудное распределение гамма-излучения при использовании геометрии измерений серии 1; кривые 1 и 2 соответствуют вариантам измерений 3 и 4 в табл. 2.

Fig. 2. Amplitude distribution of gamma radiation with using the geometry of measurements of series 1; curves 1 and 2 correspond to measurement options 3 and 4 in table 2.

На основании результатов измерений TLD детекторами (табл. 3) длина релаксации мощности дозы γ -излучения по ^{137}Cs материалом защиты λ_T составила $4,80 \pm 0,18$ см, при измерении гамма-дозиметрами в серии 1 (табл. 2) $\lambda_T = 4,27 \pm 0,18$ см.

Из сравнения результатов измерений МЭД в барьерной и сплошной геометриях серии 1 (вариантов 2 и 2а в табл. 2) следует, что их отличие не превышает 2,0 %. Указанное значение ниже погрешности измерений МЭД, поэтому можно говорить о сопоставимости результатов измерений, полученных с помощью гамма-дозиметра и TLD.

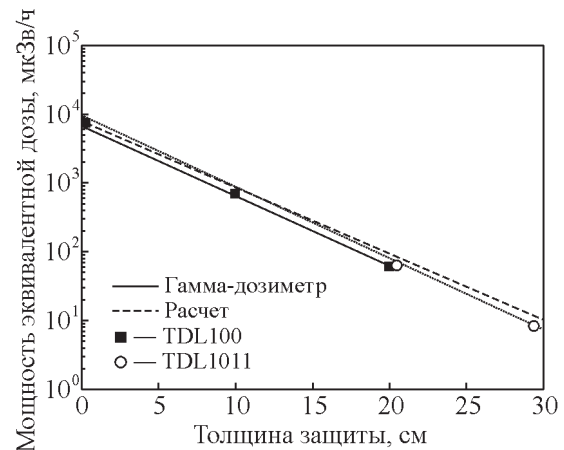


Рис. 3. Ослабление мощности эквивалентной дозы ^{137}Cs гамма-излучения композитом.

Fig. 3. Weakening of the power equivalent dose of ^{137}Cs gamma radiation by composite.

Измеренные и расчетные данные ослабления мощности эквивалентной дозы гамма-излучения ^{137}Cs композитом различной толщины представлены на рис. 3.

Расчётное распределение МЭД получено методом Монте-Карло по программе MCNP [18]. Расчётная модель задачи для MCNP показана на рис. 4. В задаче выполняли фотонные оценки в

Таблица 5
Энергетическое распределение МЭД, измеренное спектрометром за тремя блоками в серии 1 (30 см защиты)

Table 5
Energy distribution of MED, measured by spectrometer in three blocks in series 1 (30 cm protection)

| Энергетические интервалы, кэВ | Мощность эквивалентной дозы, мкЗв/ч |
|-------------------------------|-------------------------------------|
| 40 – 70 | 0,111 |
| 70 – 100 | 0,408 |
| 100 – 140 | 1,296 |
| 140 – 180 | 1,80 |
| 180 – 250 | 0,943 |
| 250 – 420 | 1,91 |
| 420 – 600 | 1,793 |
| 600 – 750 | 1,49 |
| Итого | 9,74 |

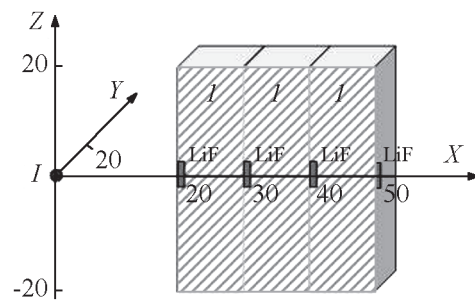


Рис. 4. Вертикальное сечение модели для MCNP при расчете мощности дозы гамма-излучения от источника ^{137}Cs в композите (I). Фотонные оценки в ячейках из LiF (плотность $2,64 \text{ г/см}^3$), диаметр 5 см, толщина 1 мм.

Fig. 4. Vertical section of the model for MCNP under calculating the dose rate of gamma radiation from the ^{137}Cs source in composite (I). Photonic estimates in LiF cells (density 2.64 g/cm^3), diameter 5 cm, thickness 1 mm.

Таблица 6
Результаты расчётов МЭД от источника ^{137}Cs
Table 6
Results of MAD calculations from the ^{137}Cs source

| Мощность эквивалентной дозы, мкЗв/ч при блоках защиты (позиция детектора) | | | |
|---|-------------|-------------|-------------|
| 0 (D_1) | 1 (D_2) | 2 (D_3) | 3 (D_4) |
| 8580 | 1129 | 121 | 11 |

Таблица 7
Относительное распределение мощности эквивалентной дозы при смещении от центральной оси композиции (рис. 4), отн. ед.

Table 7
Relative distribution of MAD by shifting from the central axis of the composition (fig. 4), rel. units

| Смещение от оси, см | Относительное распределение мощности эквивалентной дозы, отн. ед. | | | |
|---------------------|---|--------|---------------|--------|
| | Позиция D_1 | | Позиция D_3 | |
| | Эксп. | Расчёт | Эксп. | Расчёт |
| 0 | 1 | 1 | 1 | 1 |
| 5* | 0,90 – 0,97 | 0,94 | 0,88 – 0,89 | 0,95 |
| 10 | 0,84 – 0,89 | 0,81 | 0,82 – 0,83 | 0,83 |
| 15 | 0,71 – 0,76 | 0,65 | 0,66 – 0,65 | 0,66 |

* В расчёте соответствует интервалу 2,5 – 7,5 см.

ячейках из LiF (плотность 2,64 г/см³), имеющих диаметр 5 см и толщину 1 мм. Результаты расчётов приведены в табл. 6.

На основе полученных данных расчётное значение длины релаксации мощности дозы γ -излучения по ^{137}Cs материалом защиты λ_r составило $4,70 \pm 0,18$ см.

По MCNP по аналогичной модели были выполнены расчёты для случая смещения “детектора” от центральной оси композиции. Фотонные оценки в этом случае выполняли в кольцевых ячейках (LiF) с той же толщиной 1 мм и с радиусами: 2,5 – 7,5, 7,5 – 12,5 и 12,5 – 17,5 см.

Сравнение расчётных и экспериментальных данных приведено в табл. 7.

Полученные значения длины релаксации мощности дозы γ -излучения указывают на высокую степень сходимости расчётных и экспериментальных данных и адекватность применения расчётной модели задачи для MCNP.

Ослабление нейтронного излучения от источника Pu- α -Be

Результаты измерений плотности потока быстрых нейтронов (Φ_6) в серии 1 и серии 2 (при фиксированном расстоянии от Pu- α -Be источника 53 см) представлены в табл. 8.

Геометрия измерений с помощью ТЛД типа TLD100 в кадмии и без кадмия была аналогична приведенной на рис. 1с. Результаты измерений даны в табл. 9.

Результаты для ТЛД, размещенных за третьим блоком (позиция D_4) не представлены, так как поглощенная доза была ниже предела измерений детектора.

На рис. 5 представлена расчётная модель задачи для MCNP с источником Pu- α -Be ($E = 4,5$ МэВ) для оценок плотности потока нейтронов с $E > 1$ МэВ. В данной задаче выполнены оценки в воздушной ячейке диаметром 8 см и толщиной 2 см. Позиция центра ячейки соответствовала положению счётчика нейтронов при измерениях в сериях 1 и 2 (рис. 1а и 1с).

Таблица 8

Защитные свойства композита при облучении источником Pu- α -Be в серии 1 и 2, измеренные счетчиком нейтронов

Table 8

Protective properties of composite under irradiation by Pu- α -Be source in the 1 series measured by neutron counter

| Серия измерений | Вариант измерений | Толщина защиты, см | Расстояние между источником и датчиком, см | Скорость счета (за вычетом фона), имп./с | Плотность потока быстрых нейтронов, Φ_6 ($E > 1$ МэВ), 1/(см ² ·с) |
|-----------------|-------------------|--------------------|--|--|---|
| 1 | 1 | 0 | 23 | 205,8 | 853 |
| | 2 | 10 | 33 | 39,6 | 164 |
| | 3 | 20 | 43 | 8,56 | 35,5 |
| | 4 | 30 | 53 | 1,80 | 7,5 |
| 2 | 1 | 30 | 53 | 1,85 | 7,7 |
| | 2 | 20 | 53 | 5,00 | 21 |
| | 3 | 10 | 53 | 15,0 | 62 |
| | 4 | 0 | 53 | 38,3 | 160 |

Таблица 9

Мощность поглощенной дозы от источника Pu-α-Be вдоль центральной оси защитной композиции в сплошной геометрии, мкГр/ч

Table 9

Power of the absorbed dose from the Pu-α-Be source along the central axis of the protective composition in solid geometry, mkGr/h

| Позиция детектора | Мощность поглощенной дозы, мкГр/ч | |
|-------------------|-----------------------------------|--------------------------|
| | TLD100 | TLD100 в кадмиевом чехле |
| D ₁ | 65,7 | 57,0 |
| | 69,1 | 60,0 |
| | 70,4 | 63,2 |
| D ₂ | 83,3 | 38,3 |
| | 72,5 | 38,4 |
| | 84,5 | 51,8 |
| D ₃ | 23,1 | 15,6 |
| | 24,2 | 14,8 |
| | 20,8 | 15,4 |

Результаты расчётов приведены в табл. 10.

Сравнение результатов измерений и расчётов Φ₆ представлено на рис. 6. Экспоненциальный характер распределение Φ₆ по толщине защиты для 1 серии позволяет дать сравнительную оценку экспериментальных и расчетных значений длин релаксации (λ_{6,н}), которые составили, соответственно, 6,20 ± 0,18 и 6,40 ± 0,18 см.

Согласно представленной на рис. 5 модели, но с Pu-α-Be источником нейтронов, с помощью

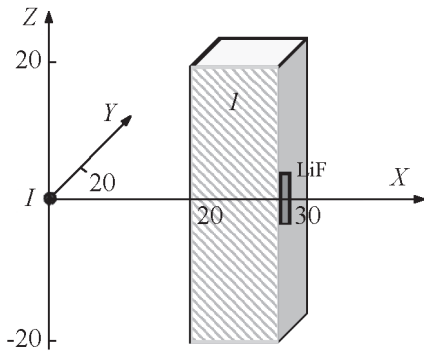


Рис. 5. Вертикальное сечение модели для MCNP при расчете плотности потока нейтронов с E > 1 МэВ от источника Pu-α-Be (E = 4,5 МэВ) в композите (I). Выполнены оценки в воздушной ячейке диаметром 8 см и толщиной 2 см.

Fig. 5. Vertical section of the model for MCNP under calculating the flux density of neutrons with E > 1 MeV from a Pu-α-Be source (E = 4.5 MeV) in the composite (I). Estimates were made in an air cell with a diameter of 8 cm and a thickness of 2 cm.

Таблица 10

Расчётные значения Φ₆ (E > 1 МэВ) от источника Pu-α-Be, 1/(см²·с)

Table 10

Calculated values of the Φ_f (E > 1 MeV) from the Pu-α-Be source, 1/(cm²·s)

| Серия измерений | Плотность потока быстрых нейтронов, Φ ₆ , 1/(см ² ·с) при толщине защиты, см | | | |
|-----------------|--|-----|------|-----|
| | 0 | 10 | 20 | 30 |
| 1 | 842 | 194 | 34,2 | 5,6 |
| 2 | 160 | 74 | 21,8 | 5,6 |

Таблица 11

Мощности поглощённой дозы в LiF от Pu-α-Be источника нейтронов

Table 11

Power calculations of absorbed dose in LiF from the Pu-α-Be neutron source

| | Мощность дозы, мкГр/ч при блоках защиты (позиция детектора) | | | |
|-----------------------|---|---------------------|---------------------|---------------------|
| | 0 (D ₁) | 1 (D ₂) | 2 (D ₃) | 3 (D ₄) |
| Нейтроны (E > 0,6 эВ) | 59 | 41 | 10,0 | 1,2 |
| Фотоны вторичные | 10 | 13 | 5,2 | 0,8 |
| Сумма | 69 | 54 | 15,2 | 2,0 |

MCNP были выполнены оценки поглощённой дозы для нейтронов с E > 0,6 эВ (выше кадмиевой границы) и оценка вторичных фотонов. Результаты расчётов представлены в табл. 11.

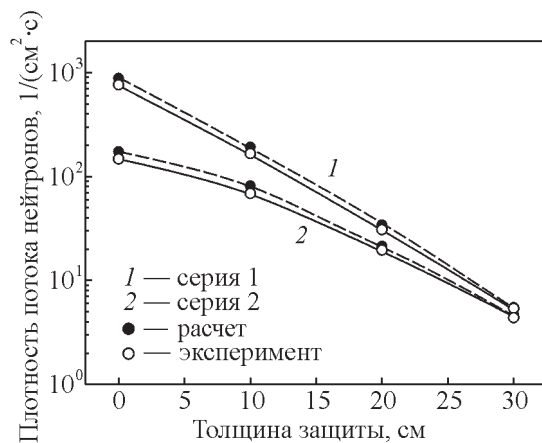


Рис. 6. Ослабление плотности потока нейтронного излучения Pu-α-Be источника композитом.

Fig. 6. Weakening of the neutron radiation flux density from Pu-α-Be source by composite.

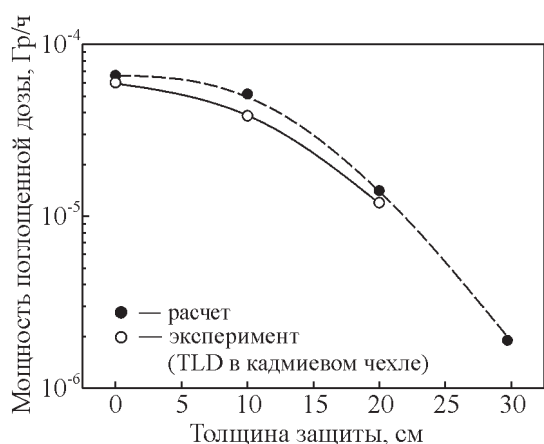


Рис. 7. Распределение мощности поглощённой дозы от Pu- α -Be источника по толщине.

Fig. 7. Distribution of the power of absorbed dose from the Pu- α -Be source by thickness.

Из расчетных данных видно, что вклад вторичных фотонов в суммарную мощность дозы растет с увеличением толщины защиты (8 – 10 % на каждые 10 см защиты). Сравнение экспериментальных (табл. 9, столбец “TLD100 в кадмиевом чехле”) и расчётных данных в сплошной геометрии приведено на рис. 7. Отметим, что первичным фотонным излучением источника можно пренебречь.

Полученные данные, как и в случае гамма-источников, показывают высокую сходимость экспериментальных и рассчитанных по программе MCNP результатов.

Выводы

Дана экспериментальная оценка защитных свойств композиционного материала на основе модифицированной дроби гидроксида титана с использованием точечных радиоизотопных источников на основе ¹³⁷Cs и Pu- α -Be в барьерной и сплошной геометриях защиты. Оценка амплитудного распределения гамма-излучения по толщине композита показала значительное снижение МЭД в энергетическом интервале 180 – 250 кэВ, что обусловлено эффектом комптоновского рассеивания. Длина релаксации мощности дозы γ -излучения по ¹³⁷Cs материалом на основе модифицированной дроби гидроксида титана составила $480 \pm 0,18$ см, а длина релаксации плотности потока быстрых нейтронов от источника Pu- α -Be — $6,20 \pm 0,18$ см.

На основе расчетной модели задачи для метода Монте-Карло (расчет по программе MCNP) сделан сравнительный анализ экспериментальных

и расчетных данных защитных свойств композита по отношению к радиоизотопным источникам. Показана высокая сходимость полученных результатов и адекватность применения расчетной модели задачи для MCNP.

Работа выполнена в рамках государственного задания Министерства образования и науки Российской Федерации, проект № FZWN-2020-0011 с использованием оборудования Центра высоких технологий БГТУ им. В.Г. Шухова.

Литература/ References

1. Цепелев А.Б., Илюшин А.С., Киселева Т.Ю., Бровкина Е.А., Мельников В.Н. Радиационно-стимулированные изменения структуры и механических свойств сплава Fe-Mo при электронном облучении. Физика и химия обработки материалов, 2016, №5, с. 5 – 10.
Tsepelev A.B., Ilyushin A.S., Kiseleva T.Y., Brovkina E.A., Melnikov V.N. Radiation-induced changes in the structure and mechanical properties of Fe – Mo alloy under electron irradiation. Inorg. Mater. Appl. Res., 2017, vol. 8, no. 3, pp. 378 – 381.
1. Vértesy G., Gasparics A., Uytendhouwen I., Szenthe I., Gillemot F., Chaouadi R. Nondestructive investigation of neutron irradiation generated structural changes of reactor steel material by magnetic hysteresis method. Metals, 2020, no. 10, iss. 5, pp. 642.
2. Toyen D., Wimolmala E., Sombatsompop N., Markpin T., Saenboonruang K. Sm₂O₃/UHMWPE composites for radiation shielding applications: Mechanical and dielectric properties under gamma irradiation and thermal neutron shielding. Radiat. Phys. and Chem., 2019, vol. 164, art. 108366.
3. An Q., Elshafiey A., Huang L., Hammer D.A., Hassani M. Plasma and X-ray radiation-induced damage mechanisms in a tungsten heavy alloy. J. Nucl. Mater., 2020, vol. 539, art. 152325.
4. Yastrebinsky R.N. Distribution neutron and gamma of radiation in the protective composite with various content of atoms of boron. Probl. of Atom. Sci. and Techn., 2016, vol. 5, pp. 66 – 72.
5. Yastrebinsky R.N. Decrease gripping gamma-radiation scale composite neutron and protective material on the basis of the modified hydride of the titan with various content of atoms of bor. Probl. of Atom. Sci. and Techn., 2017, vol. 4(110), pp. 103 – 106.
6. Cherkashina N.I., Pavlenko A.V. Influence of SiO₂ crystal structure on the thermal cycle of polymer composites. Construction Materials and Products, 2018, vol. 1(4), pp. 21 – 29.
7. Arbuzova A.A., Votyakov M.A. Estimation of the influence of the state of the reinforcing polymer in the structure of polymeric fiber material using mathematical

- prediction methods. Chemical Bulletin, 2018, vol. 1(1), pp. 12 – 17.
8. Miller G.L. Zirconium. London, Butterworths Sci. Publ., 1954, 351 p.
 9. Mueller W.M., Blackledge J.P., Libowitz G.G. Titanium hydrides, in metal hydrides. New York – London, Academic Press., 1973, pp. 336 – 383.
 10. Beck R.L., Mueller W.M., Blackledge J.P., Libowitz G.G. Zirconium hydrides and hafnium hydrides, in metal hHydrides. New York – London, Academic Press, 1968, pp. 196 – 277.
 11. Huffine C.L., Mueller W.M., Blackledge J.P., Libowitz G.G. Fabrication of hydrides, in metal hydrides. New York – London, Academic Press, 1968, pp. 675 – 747.
 12. Wiswall R. Hydrogen storage in metals, in Hydrogen in metals II, Application-oriented properties. Topics in Applied Physics, 1976, vol. 28, pp. 201 – 242.
 13. Голубков А.Н., Баурин А.Ю., Бучирин А.В., Малков И.Л., Мусяев Р.К., Юхимчук А.А. Разработка технологии получения дробы титана гидрированной. Изотопы водорода. Физическая химия, безопасность, экология. Саров: ФГУП “РФЯЦ-ВНИИЭФ”, 2017, с. 158 – 163.
Golubkov A.N., Baurin A.Yu., Buchirin A.V., Malkov I.L., Musyaev R.K., Yukhimchuk A.A. Razrabotka tekhnologii polucheniya drobi titana gidrirovannoy [Manufacturing technology development for hydrogenated titanium pellets]. Izotopy vodoroda. Fizicheskaya khimiya. bezopasnost. Ekologiya – Isotopes of hydrogen. Physical chemistry, safety, ecology. Sarov, RFYaTs-VNIIEF Publ., 2017, pp. 158 – 163.
 14. Yastrebinsky R.N., Karnauhov A.A., Denisova L.V., Pilavidou E.O. Heat-resistant structural composite material based on modified titanium hydride. IOP Conf. Series: Materials Science and Engineering, 2020, vol. 945, art. 012080.
 15. Yastrebinsky R.N., Pavlenko V.I., Karnauhov A.A., Cherkashina N.I., Yastrebinskaya A.V. Thermal stability of titanium hydride modified by the electrochemical deposition of titanium metal. Mater. Res. Express, 2020, vol. 7, art. 10651920.
 16. Yastrebinsky R.N., Karnauhov A.A., Yastrebinskaya A.V. Prospects for the Use of Neutron-shielding metal hydride materials in the construction of NPP power units. ICICC 2021, LNCE, 2021, vol. 147, pp. 161 – 167.
 17. Briesmeister J.F. MCNP — a general Monte-Carlo N-particle transport code, version 4B. MCNP4B software complex for calculating the transfer of ionizing radiation in the protection and surroundings of nuclear and technical installations for various purposes with the DLC189/MCNDAT library, 2007, report LA-12625-M.

*Статья поступила в редакцию — 16.04.2021 г.
после доработки — 24.05.2021 г.
принята к публикации — 25.05.2021 г.*

Ястребинский Роман Николаевич — Белгородский государственный технологический университет им. В.Г. Шухова (308012 Белгород, ул. Костюкова, 46), доктор технических наук, директор Химико-технологического института, специалист в области физики конденсированных сред, радиационного материаловедения, физической и коллоидной химии. E-mail: yrndo@mail.ru.

Бондаренко Геннадий Германович — Национальный исследовательский университет “Высшая школа экономики” (101000 Москва, Мясницкая ул., 20, Москва г.), доктор физико-математических наук, профессор, специалист в области физики конденсированных сред, радиационного материаловедения, физико-химических свойств веществ. E-mail: bondarenko_gg@rambler.ru.

Карнауков Александр Алексеевич — Белгородский государственный технологический университет им. В.Г. Шухова (308012 Белгород, ул. Костюкова, 46), аспирант, специалист в области физики конденсированных сред, радиационного материаловедения. E-mail: gamma.control@ya.ru.

Weakening of neutron and gamma radiation from radioisotope sources by material based on modified titanium hydride

R. N. Yastrebinsky, G. G. Bondarenko, A. A. Karnauhov

The paper presents experimental studies of the radiation-protective properties of a material based on a modified titanium hydride with respect to gamma and neutron radiation of point radioisotope sources in barrier and continuous protection geometries. The calculated models of the problem of solving the radiation transfer equation for the Monte Carlo method and a comparative assessment of experimental and calculated results is given. The assessment of the amplitude distribution of gamma radiation in the thickness of the material of protection showed a significant reduction in the power of the equivalent dose of radiation gamma in the energy range of 180 – 250 keV, which is due to the effect of the Compton dispersion. The length relaxation of the dose of γ -radiation in ^{137}Cs by the security material was 4.80 ± 0.18 cm. The length of the density relaxation of fast neutrons from the Pu- α -Be source was 6.20 ± 0.18 cm. Comparative analysis of the experimental and calculated data of the protective properties of the material based on modified titanium hydride in relation to radioisotope sources, showed high convergence of the results obtained and the adequacy of the application of the settlement model of the task for the MCNP program used.

Keywords: titanium hydride, cement composite, radioisotope sources, radiation protection, transfer equations, calculated model.

Yastrebinsky Roman — Shoukhov Belgorod State Technological University (BSTU named after V.G. Shukhov, 46 Kostyukova ul., Belgorod, 308012, Russian Federation), Dr Sci (Eng), director of the Chemical Institute of Technology, specialist in the field of physics of condensed media, radiation materials, physical and colloid chemistry. E-mail: yrndo@mail.ru.

Bondarenko Gennady — National Research University Higher School of Economics (Moscow), Doctor of Physical and Mathematical Sciences, Professor, Specialist in the field of physics condensed media, radiation materials, physicochemical properties of substances. E-mail: bondarenko_gg@rambler.ru.

Karnukhov Aleksandr — Shoukhov Belgorod State Technological University (BSTU named after V.G. Shukhov, 46 Kostyukova ul., Belgorod, 308012, Russian Federation), graduate student, specialist in the field of physics of condensed media, radiation materials science. E-mail: gamma.control@ya.ru.