

Верификация двухмерной модели эксперимента ослабления нейтронного и фотонного излучения ядерного реактора радиационно-защитным металлогидридным композитом

**Р. Н. Ястребинский, Г. Г. Бондаренко, В. И. Павленко,
А. В. Ястребинская, А. И. Городов**

Представлены экспериментальные исследования ослабления нейтронного и фотонного излучения ядерного реактора радиационно-защитным металлогидридным композитом, а также распределение в материале дозовых и пространственно-энергетических характеристик первичного и вторичного гамма-излучения. Показано, что формирование мощности дозы гамма-излучения за защитой обусловлено захватными гамма-квантами, образующимися в начальном слое материала. По результатам реакторных защитных свойств материала, проведена верификация расчетной модели эксперимента в двухмерной геометрии методом дискретных ординат по программе DORT. Отклонения между расчетными и экспериментальными значениями длин релаксации по быстрым нейтронам составили не более 5 %, по гамма-излучению — не более 7 %, что подтверждает обоснованность применяемых методов расчета и возможность использования полученных данных с высокой степенью достоверности при проектировании геометрии радиационной защиты из металлогидридного композита.

Ключевые слова: гидрид титана, композит, ядерный реактор, нейтронное излучение, гамма-излучение, энергетическое распределение, расчетная модель, верификация.

DOI: 10.30791/1028-978X-2023-10-5-16

Введение

Проблема обеспечения радиационной безопасности и сроков эксплуатации ядерных энергетических установок (ЯЭУ) является весьма актуальной, особенно в свете проектирования ядерных энергетических реакторов на быстрых нейтронах с жидкометаллическим теплоносителем проекта “Прорыв”. Один из ключевых факторов, рассматриваемых при анализе эффективности радиационной защиты и оценки ее ресурса — радиационная стойкость под действием нейтронного облучения и гамма облучения. Прогноз радиационной стойкости конструкции радиационной защиты невозможен без знания параметров радиационной нагрузки и протекающих процессов энергетического распределения излучения в объеме материала. При этом данные параметры должны оцениваться с помо-

щью надежных и обоснованных методик расчета переноса нейтронов. Расчеты переноса излучения через защитные конструкции, применяемые в настоящее время для реакторов ВВЭР, проводятся по коду DORT [4], в основе которого лежит метод дискретных ординат. Практические методы расчета радиационной защиты основаны на комбинированном подходе определения эффективности сплошной защиты с последующей оценкой натекания и проскока излучения через имеющиеся неоднородности. Важнейшими функционалами при оценке защитных свойств радиационной защиты являются плотность потока быстрых и тепловых нейтронов, а также мощность дозы нейтронного и гамма-излучения [2 – 5]. Алгоритмы расчета основаны на описании ослабления быстрых нейтронов (нейтронов выведения) с помощью экспериментальных сечений выведения или длин релаксации,

а замедляющихся нейтронов — диффузионным многогрупповым способом.

В реальных условиях взаимодействие нейтронного излучения со стальными конструктивными элементами ядерного реактора приводит к образованию вторичного гамма излучения, вносящего определенный вклад в формирование суммарной дозы излучения, падающего на переднюю стенку защитной конструкции и за защитой в целом. Исследование этих факторов является необходимым при формировании геометрии и обустройстве конструкции радиационной защиты на объектах ядерной энергии. При выборе состава конструкции защиты особое внимание уделяется материалам с высокой удельной плотностью атомов водорода, эффективно замедляющих быстрые нейтроны [6 – 9].

Цель данной работы — проведение верификации расчетной модели эксперимента в двухмерной геометрии методом дискретных ординат по программе DORT по результатам экспериментальных исследований ослабления нейтронного и фотонного излучения ядерного реактора радиационно-защитным металлгидридным композитом, а также расчет распределения в материале дозовых и пространственно-энергетических характеристик первичного и вторичного гамма-излучения.

Экспериментальная часть

Материалы

В качестве объекта исследования использована конструкция, состоящая из блоков композиционного материала, полученного при твердении в стандартных условиях композиционной смеси на основе модифицированной дроби гидроксида титана [10, 11], поргланццементного вяжущего, воды и пластифицирующих добавок [12, 13]. Для исследований использовали композиционные блоки размером 400 × 400 × 100 мм, термообработанные при 300 °С до постоянной массы. Ядерные концентрации элементов в композиционном материале защиты, используемые в расчетной модели, приведены в табл. 1.

Методы

В качестве источника излучений использован широкий, диаметром около 400 мм, направленный пучок нейтронов и гамма-излучения исследовательского реактора ОР, формируемый в облучательном объеме туннеля установки ОР-М в месте расположения исследуемых образцов [14]. Геометрия эксперимента позволяла исключить влияние геометрического фактора ослабления в материале защиты и обеспечивала прямые измерения пространственно-энергетических характеристик нейтронов и гамма-квантов реактора с помощью детекторов в месте размещения исследуемых образцов.

Определение плотности потока нейтронов проводили с использованием универсального нейтронного радиометра “Малахит РС-16А” с сцинтилляционным детектором на основе ZnS(Ag) с эффективным порогом 2 МэВ, а также пороговых активационных детекторов на основе реакций $^{58}\text{Ni}(n,p)^{58}\text{Co}$; $^{27}\text{Al}(n,p)^{27}\text{Mg}$; $^{27}\text{Al}(n,\alpha)^{24}\text{Na}$ в виде дисков толщиной несколько миллиметров, не чувствительных к гамма-излучению.

Пространственное распределение полей гамма-излучения реактора определяли с помощью компьютеризированного многоканального радиометра-дозиметра СИП-2 (НИЦ КИ), а также счётчиков Гейгера для измерения мощности дозы.

Измерение энергетических спектров плотности потока фотонов в диапазоне 0,15 – 3,00 МэВ и эквивалентной мощности дозы гамма-излучения проводили спектрометром-дозиметром СПЕДОГ с дистанционным размещением измерительного зонда и детектором гамма-излучения на основе кремния.

Дифференциальные и интегральные энергетические характеристики поля излучений реактора определяли с помощью однокристалльного спектрометра-дозиметра нейтронного и гамма-излучения SDMF-1206 с цифровой регистрацией и математической компьютерной идентификацией оцифрованных сигналов, генерируемых излучением в стильбеновом или паратерфенильном сцинтилляторе. Программная идентификация оцифрованных

Таблица 1

Ядерные концентрации элементов в композите на основе дроби гидроксида титана, $\times 10^{20}$ яд./см³

Table 1

Nuclear concentrations of elements in a composite based on the fraction of titanium hydroxide, $\times 10^{20}$ nuc/cm³

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

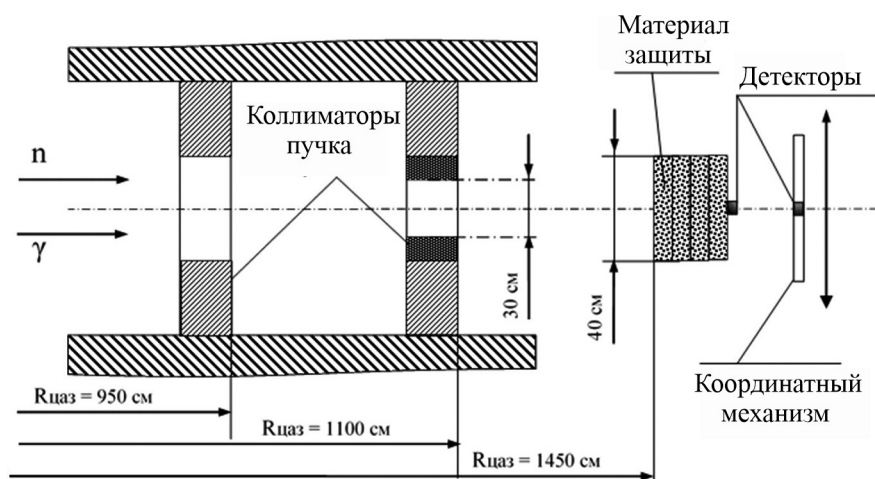


Рис. 1. Принципиальная схема эксперимента в барьерной геометрии.

Fig. 1. Schematic diagram of an experiment in barrier geometry.

сигналов позволяет разделять спектры нейтронного и гамма-излучения и определять мощность эффективной эквивалентной дозы нейтронов в диапазоне энергий от 0,25 до 16 МэВ и гамма-квантов от 0,1 до 10 МэВ.

Для коллимации пучка излучений, падающего на исследуемые объекты, использовали систему подвижных диафрагм с отверстиями диаметром от 0,05 до 1,0 м. Набор нейтронных и фотонных фильтров, размещаемых вдоль пролетной базы пучка, позволяет варьировать энергетический и компонентный состав излучений реактора в месте расположения исследуемого образца. В качестве фильтров пучка применяли борсодержащие материалы, что обеспечивало снижение уровня активации исследуемых образцов и решение вопросов радиационной безопасности в ходе экспериментов. При этом доля тепловых нейтронов в падающем на образец пучке снижалась до значения около 1 %.

На рис. 1 приведена принципиальная схема измерений в барьерной геометрии эксперимента функционалов нейтронного и гамма-излучения реактора за защитой различной толщины.

Толщину защиты изменяли от 10 до 50 см. Детекторы излучений располагались в непосредственной близости от защиты. С помощью координатного механизма детекторы перемещались в плоскости поперечной к пучку, либо вдоль оси пучка излучения реактора. Толщину защиты наращивали в направлении от реактора. Входная плоскость конструкции защиты располагалась на отметке $R = 1450$ см от центра активной зоны (ЦАЗ), что позволило обеспечить максимальный поток нейтронов шириной 40 см по всей поверхности защиты.

Результаты и их обсуждение

Ослабление нейтронного потока в барьерной геометрии защиты

Распределение быстрых нейтронов в поперечной плоскости материала защиты различной толщины в барьерной геометрии эксперимента представлено на рис. 2.

Как видно из представленных данных, за центральной частью защиты поток нейтронов можно

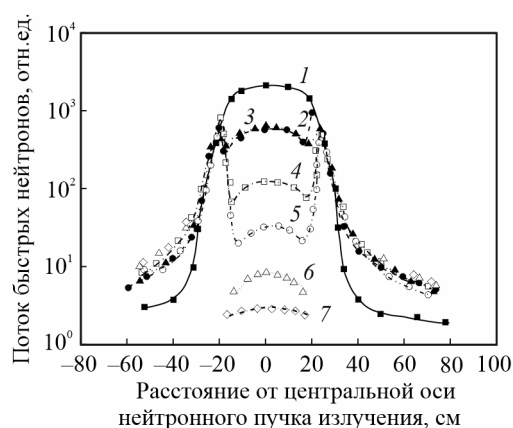


Рис. 2. Распределение быстрых нейтронов в плоскости, перпендикулярной оси пучка за защитой различной толщины, см: 1 — нет защиты; 2 — 10; 3 — 10; 4 — 20; 5 — 30; 6 — 40; 7 — 50.

Fig. 2. Distribution of fast neutrons in a plane perpendicular to the beam axis behind protection of various thicknesses, cm: 1 — no protection; 2 — 10; 3 — 10; 4 — 20; 5 — 30; 6 — 40; 7 — 50.

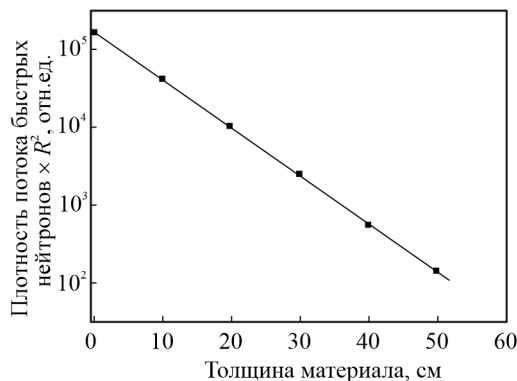


Рис. 3. Ослабление плотности потока быстрых нейтронов ($E > 2$ МэВ) материалом защиты в барьерной геометрии.

Fig. 3. Attenuation of the fast neutron flux density ($E > 2$ MeV) by the protection material in the barrier geometry.

считать практически постоянным. Происходит естественный спад потока к боковым граням защиты, указывающий на относительно небольшую примесь фона в центральной точке измерений, несмотря на возрастание отношения потоков в фоновой области к потоку в центральной части поверхности защиты, который эффективно ослабляется в материале по мере нарастания толщины. Наряду с некоторым экранированием фона защи-

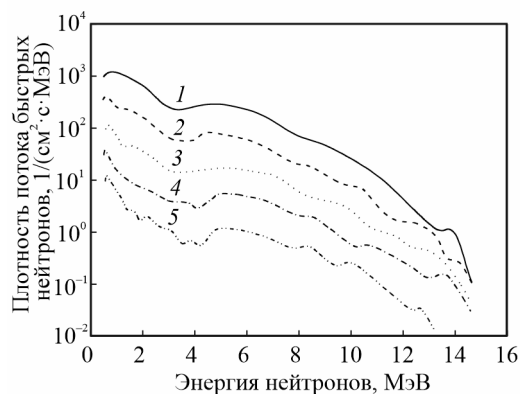


Рис. 4. Дифференциальные энергетические распределения плотности потока быстрых нейтронов за защитой различной толщины в барьерной геометрии, см: 1 — 0; 2 — 10; 3 — 20; 4 — 30; 5 — 40.

Fig. 4. Differential energy distributions of the fast neutron flux density behind the protection of various thicknesses in the barrier geometry, cm: 1 — 0; 2 — 10; 3 — 20; 4 — 30; 5 — 40.

той, наблюдается некоторое увеличение плотности потока за счет вклада рассеянных в защите нейтронов. При этом начиная с толщин материала 10 см суммарный вклад рассеянных в защите нейтронов и фона в измеренные значения потока в фоновой области примерно постоянен.

На основании экспериментальных результатов измерений фона достаточно точно определяется уровень фона в значениях потоков быстрых нейтронов, измеренных по толщине защитной конструкции. Измеренные потоки быстрых нейтронов за вычетом фона после умножения на квадрат расстояния до эффективного центра источника (R) приведены на рис. 3. Функция ослабления плотности потока быстрых нейтронов в материале защиты носит экспоненциальный характер с длиной релаксации $7,10 \pm 0,11$ см.

Дифференциальные энергетические распределения плотности потока быстрых нейтронов за защитой различной толщины, измеренные в центральной точке защиты в барьерной геометрии, представлены на рис. 4. Из дифференциальных распределений следует, что спектры быстрых нейтронов несколько ужесточаются с толщиной материала. Наблюдается некоторый рост потоков в прилегающей промежуточной области энергий нейтронов (ниже 1 МэВ).

По результатам измерений дана оценка мощности эффективной эквивалентной дозы нейтронов с энергией выше 0,5 МэВ за защитой, которая составила на толщине слоя материала 0; 10; 20; 30 и 40 см, соответственно, $1,3$; $3,5 \cdot 10^{-1}$; $7,65 \cdot 10^{-2}$; $1,93 \cdot 10^{-2}$ и $4,93 \cdot 10^{-3}$ мкЗв/с. На основании полученных экспериментальных данных в барьерной геометрии защиты рассчитаны длины релаксации мощности дозы нейтронов с энергией $E > 0,5$ МэВ в материале защиты, значения которых на толщине слоя 20 – 40 см составили $7,20 \pm 0,11$ см.

Ослабление нейтронного потока в сплошной геометрии защиты

Измерения в сплошной геометрии эксперимента проводили при полностью собранной защите толщиной 50 см, при этом малогабаритные пороговые детекторы быстрых нейтронов располагались между блоками защиты.

На основе экспериментальных данных проведена верификация расчетной модели в двухмерной RZ геометрии (рис. 5) по программе DORT. Ядерные концентрации элементов в материале защиты, используемые в расчетах, представлены в табл. 2. Скорости активационных реакций, при-

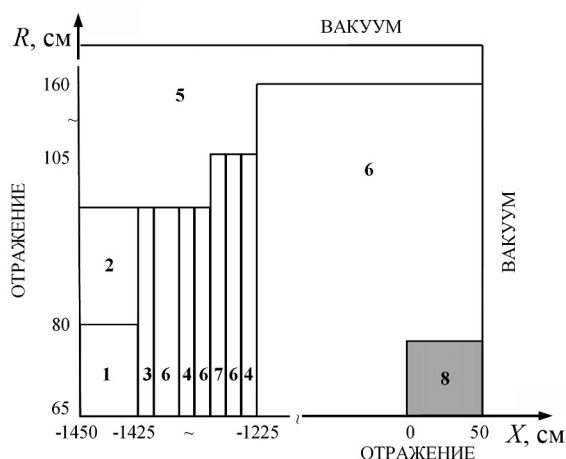


Рис. 5. Расчетная RZ модель эксперимента (для программы DORT): 1 — активная зона; 2 — вода; 3 — B_4C -фильтр; 4 — Pb-фильтр; 5 — тяжелый бетон; 6 — воздух; 7 — $CH_2(B)$ -фильтр; 8 — защита.

Fig. 5. Calculated RZ model of the experiment (for the DORT program): 1 — active zone; 2 — water; 3 — B_4C filter; 4 — Pb filter; 5 — heavy concrete; 6 — air; 7 — $CH_2(B)$ filter; 8 — protection.

меняемых в эксперименте пороговых детекторов, а также мощность дозы гамма излучения вычислялись по программе DORT с использованием мультигрупповой библиотеки сечений V6-200N47G.

Рассчитанные по программе DORT и экспериментальные распределения скоростей активационных реакций детекторов нейтронов с эффективными энергетическими порогоми от 0,6 до 7,5 МэВ в массиве материала защиты представлены на рис. 6.

Использование системы коллимирующих диафрагм и низкий уровень фона при проведении эксперимента определяют взаимодействие излучения только с материалом защиты с минимальным влиянием геометрического фактора ослабления. В связи с этим, в представленных расчетных данных, распределения скоростей активационных реакций пороговых детекторов рассмотрены с интегральной толщиной 0 см.

Анализ представленных на рис. 6 распределений скоростей реакций указывает на экспоненциальный характер ослабления плотности потока

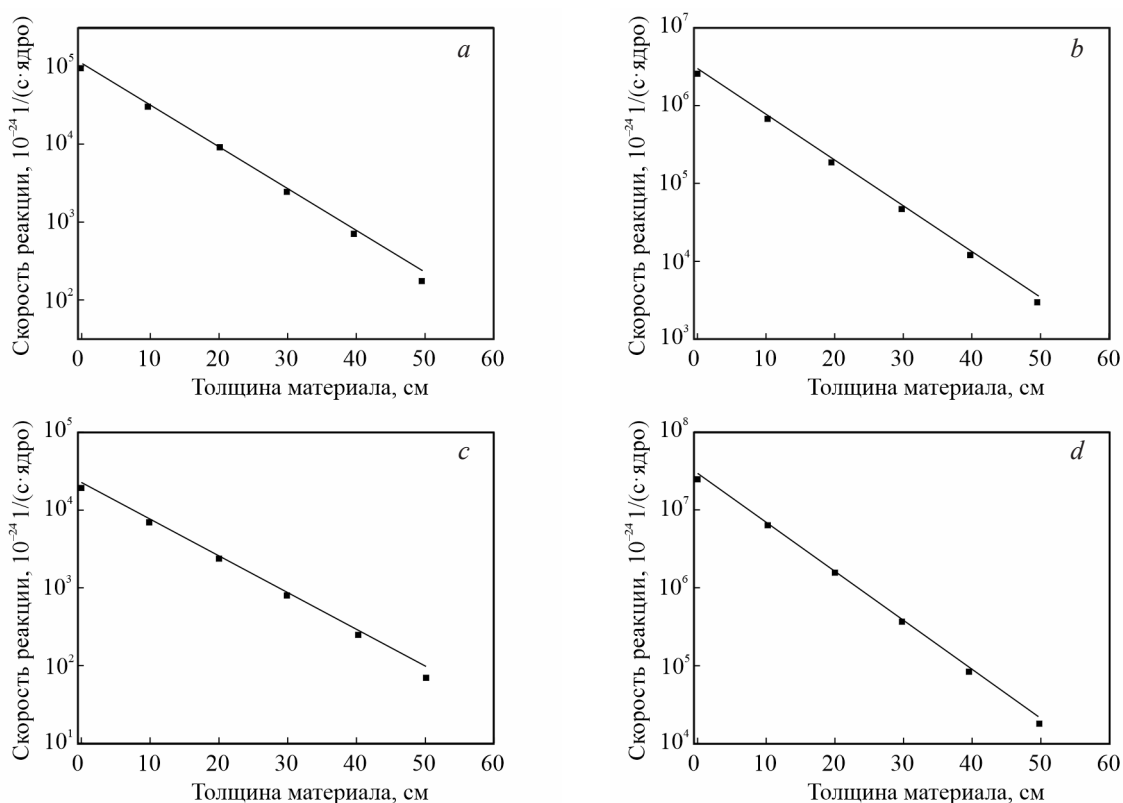


Рис. 6. Распределения скоростей активационных реакций детекторов нейтронов в материале защиты: a — $^{27}Al(n,p)$; b — $^{58}Ni(n,p)$; c — $^{27}Al(n,\alpha)$; d — $^{237}Np(n,f)$.

Fig. 6. Distributions of activation reaction rates of neutron detectors in the protection material: a — $^{27}Al(n,p)$; b — $^{58}Ni(n,p)$; c — $^{27}Al(n,\alpha)$; d — $^{237}Np(n,f)$.

Таблица 2

Отношение расчетной скорости реакции к экспериментальной для различных энергетических порогов

Table 2

Ratio of the calculated reaction rate to the experimental one for various energy thresholds

Толщина материала защиты, см	Отношение расчетной скорости реакции к экспериментальной при пороговой энергии, МэВ			
	> 0,6	> 2,35	> 4,5	> 7,5
0	1,07	1,11	1,16	1,20
10	1,07	1,14	1,14	1,17
20	1,11	1,22	1,11	1,17
30	1,12	1,14	1,12	1,18
40	1,12	1,16	1,14	1,22
50	1,18	1,26	1,32	1,43

нейтронов. При этом для экспериментальных данных, начиная с толщины защиты 40 см, за счет поперечного растекания излучения к боковым границам защиты и процессов неупругого рассеивания, поток наиболее жестких нейтронов уменьшается быстрее указанного экспоненциального спада. Отношения расчетных и экспериментальных значений скоростей активационных реакций увеличиваются по толщине защиты с ростом энергии нейтронного спектра (табл. 2).

На основании полученных экспериментальных и расчетных данных, в табл. 3 представлены значения длин релаксации плотности потоков быстрых нейтронов в материале защиты на толщине слоя 10 – 40 см для различных пороговых энергий.

Согласно данным табл. 3, отклонения между расчетными и экспериментальными значениями

Таблица 3

Расчетные и экспериментальные длины релаксации ($\lambda_{б.н} \pm 0,11$) плотности потока быстрых нейтронов в материале защиты

Table 3

Calculated and experimental relaxation lengths ($\lambda_{f.n} \pm 0.11$) of the fast neutron flux density in the protection material

Длины релаксации быстрых нейтронов в материале защиты, см	Эффективная пороговая энергия, МэВ			
	> 0,60	> 2,35	> 4,50	> 7,50
Расчет по программе DORT, $\lambda_{б.н}$, см	6,95	7,50	8,15	9,15
Реакторные испытания, $\lambda_{б.н}$, см	6,65	7,18	7,78	8,70

длин релаксации быстрых нейтронов составляют 4,5 – 5,2 %, что указывает на правомерность использования рассмотренной двухмерной модели расчета и положительные результаты верификации методом дискретных ординат по программе DORT.

Ослабление сопутствующего гамма-излучения

Изучение пространственно-энергетического распределения сопутствующего гамма-излучения в нейтронном пучке установки ОР представляло интерес с точки зрения оценки влияния на него вторичного гамма-излучения, образующегося в материале защиты.

На рис. 7 в барьерной геометрии представлены результаты измерений распределения гамма-излучения в поперечной плоскости, параллельной выходной грани защиты различной толщины. Измерения проводили с помощью малогабаритного счетчика Гейгера, расположенного на расстоянии 1 см от поверхности защиты. Из представленных данных видно, что защитный материал в нейтронном потоке становится источником вторичного гамма-излучения. За счет генерации гамма-квантов в композите, зарегистрированные значения мощности дозы за защитой, дополняя первичное гамма-излучение, до 20 см толщины материала превышают мощность дозы в падающем пучке. При введении карбида бора в количестве 5 масс. % (материал 2) в материал поглощающего тепловые нейтроны наблюдается значительное снижение

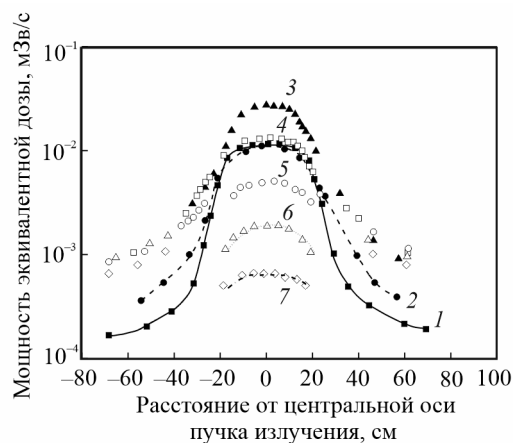


Рис. 7. Поперечное распределение гамма-излучения за материалом защиты различной толщины, см: 1 — нет защиты; 2 — 10; 3 — 10; 4 — 20; 5 — 30; 6 — 40; 7 — 50.

Fig. 7. Transverse distribution of gamma radiation behind the protection material of various thicknesses, cm: 1 — no protection; 2 — 10; 3 — 10; 4 — 20; 5 — 30; 6 — 40; 7 — 50.

мощности эквивалентной дозы (МЭД) гамма-излучения, за счет подавления захватных гамма-квантов в общем потоке гамма-излучения (рис. 7).

Оценка поперечного распределения гамма-излучения без защиты и за материалом защиты указывает на присутствие вторичного и рассеянного в материале первичного гамма-излучения в пространстве вокруг боковых сторон защиты. Это хорошо видно из сравнения результатов, полученных на образцах материала толщиной 10 см с добавкой и без добавки карбида бора (рис. 7).

На рис. 8 представлены энергетические спектры распределения сопутствующего реакторному нейтронному потоку и вторичного гамма-излучения за защитой различной толщины, измеренные с помощью спектрометра SDMF-1206 со стильбеновым сцинтиллятором. Начиная с 10 см защиты, характер спектра гамма-излучения значительно изменяется по сравнению с исходным пучком. Последующее увеличение толщины материала не существенно изменяет форму спектра. В диапазоне энергий от 2,0 до 5,5 МэВ спектр более жесткий, чем в пучке. Определяются энергетические всплески гамма-квантов в области 6,5 и 2,25 МэВ, образующиеся в материале в результате радиационного захвата медленных нейтронов, соответственно, ядрами титана и водорода, а также всплески при 1,0 и 1,5 МэВ от неупругого рассеяния быстрых нейтронов на ядрах титана [15].

По результатам измерений пространственных распределений дозы гамма-излучения в защите

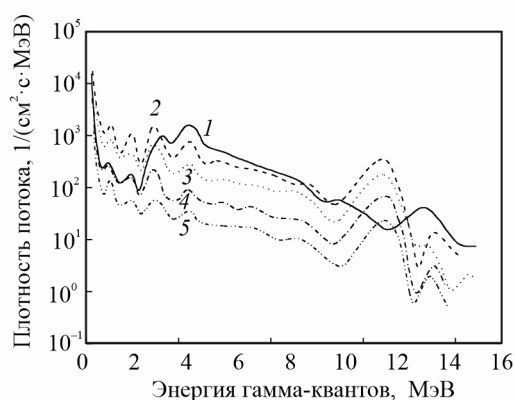


Рис. 8. Энергетические спектры распределения гамма-излучения за защитой различной толщины (барьерная геометрия) в нейтронном пучке реактора, см: 1 — 0; 2 — 10; 3 — 20; 4 — 30; 5 — 40.

Fig. 8. Energy spectra of gamma radiation distribution behind the protection of various thicknesses (barrier geometry) in the reactor neutron beam, cm: 1 — 0; 2 — 10; 3 — 20; 4 — 30; 5 — 40.

(рис. 7), рассчитаны значения дозы в центральной точке выходной грани защитного материала за вычетом фона. На основе полученных данных, с учетом геометрического фактора ослабления гамма-излучения в пучке в месте расположения защиты, на рис. 9 представлены экспериментальная и рассчитанная по программе DORT функции ослабления мощности эквивалентной дозы гамма-излучения в материале в условиях нейтронного пучка реактора. Для экспериментальных данных в первых слоях защиты наблюдается рост мощности дозы за счет образования вторичных гамма-квантов. Начиная с толщины 10 см, экспериментальная функция аппроксимируется экспонентой с длиной релаксации $9,72 \pm 0,11$ см. Расчетная длина релаксации составила $10,40 \pm 0,11$ см.

Отношение расчетной мощности дозы гамма-излучения к экспериментальной представлено в табл. 4, где определяются несколько завышенные значения расчетов по программе DORT в пределах 14 – 28 % (для экспоненциальной зависимости), что укладывается в погрешность эксперимента.

Таким образом, полученные экспериментальные результаты подтверждают расчётные исследования, определяющие формирование мощности дозы гамма-излучения за защитой захватными гамма-квантами, образующимися в начальном слое материала.

Хорошая сходимость расчетных и экспериментальных результатов, как по нейтронному, так и по гамма-излучению (отклонения между расчетными

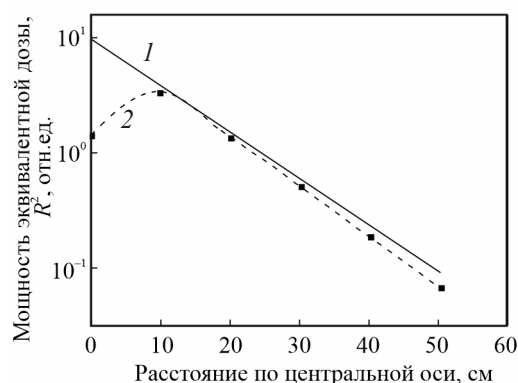


Рис. 9. Распределение мощности эквивалентной дозы гамма-излучения в материале защиты в условиях нейтронного пучка реактора (барьерная геометрия): 1 — DORT; 2 — эксперимент.

Fig. 9. Power distribution of the equivalent dose of gamma radiation in the protection material under the conditions of the reactor neutron beam (barrier geometry): 1 — DORT; 2 — experiment.

Таблица 4

Отношение расчетной мощности дозы гамма-излучения к экспериментальной в материале защиты в условиях нейтронного пучка реактора

Table 4

Ratio of the calculated dose rate of gamma radiation to the experimental dose in the protective material under the conditions of a reactor neutron beam

Толщина материала защиты, см	Отношение расчетной мощности дозы гамма-излучения к экспериментальной DORT/эксперимент
0	6,66
10	1,14
20	1,13
30	1,20
40	1,25
50	1,28

и экспериментальными значениями длин релаксации по быстрым нейтронам составляют 4,5 – 5,2 %, по гамма-излучению 7,0 %) подтверждает обоснованность применяемых методов расчета по программе DORT и возможности использования полученных данных с высокой степенью достоверности при проектировании геометрии радиационной защиты на объектах атомной энергии.

Ослабление первичного гамма-излучения реактора

Оценку ослабления первичного гамма-излучения реактора в материале защиты проводили в сплошной и барьерной геометрии на фотонном реакторном пучке, сформированном с помощью фильтра из гидрида лития толщиной 30 см. Фильтр из гидрида лития располагался на отметке $R = 950$ см от центра активной зоны (согласно рис. 1), полностью закрывая коллимационное отверстие. Проходящее через фильтр излучение реактора ослаблялось по полному сечению, что обеспечило в месте расположения конструкции защиты формирование практически чистого пучка гамма-излучения.

При измерениях мощности эквивалентной дозы гамма-излучения в сплошной геометрии счетчик Гейгера размещался в центре промежутка между слоями блоков защиты с расстоянием между блоками 2,5 см. Для оценки уровня фонового излучения в измерениях позади основных блоков защиты, за счетчиком Гейгера, устанавливали дополнительный борсодержащий блок материала. В барьерной геометрии измерения проводили не-

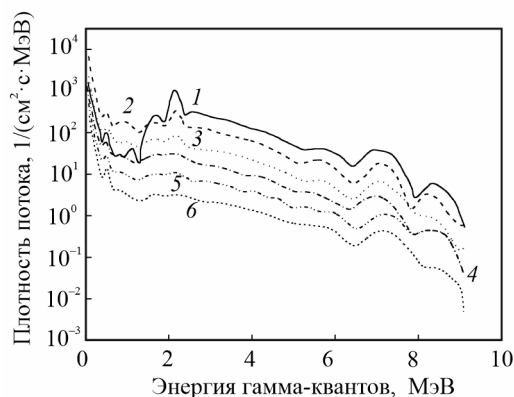


Рис. 10. Дифференциальные энергетические спектры распределения гамма-излучения в фотонном пучке реактора за защитой различной толщины, см: 1 — 0; 2 — 10; 3 — 20; 4 — 30; 5 — 40; 6 — 50.

Fig. 10. Differential energy spectra of the distribution of gamma radiation in the photon beam of the reactor behind the protection of various thicknesses: 1 — 0; 2 — 10; 3 — 20; 4 — 30; 5 — 40; 6 — 50.

сколькими счетчиками как на центральной оси потока излучения за защитой различной толщины, так и на расстоянии 70 см от защиты — для определения уровня фона.

Дифференциальные энергетические спектры распределения гамма-излучения в фотонном пучке реактора за защитой различной толщины представлены на рис. 10. Из представленных данных видно, что форма спектра с толщиной защиты свыше 10 см и до 50 см практически не изменя-

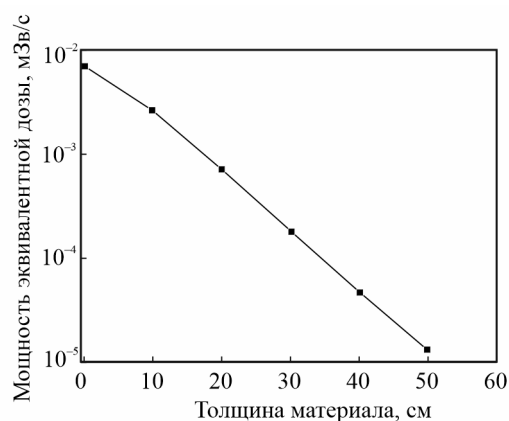


Рис. 11. Распределение мощности эквивалентной дозы гамма-излучения по оси защиты.

Fig. 11. Power distribution of the equivalent dose of gamma radiation along the axis.

ется. Наблюдается некоторое ужесточение энергетического спектра по толщине материала. Во всех спектрах выделяется широкий максимум в районе 7,0 – 7,5 МэВ. Определяется также и аннигиляционный эффект.

Таким образом, полученные дифференциальные распределения плотности потока первичных гамма-квантов отличаются от дифференциальных спектров суммарного потока гамма-излучения (рис. 8), где присутствуют эффекты вторичного гамма-излучения (энергетические всплески при 1,0; 1,5 и 6,5 МэВ). Данное обстоятельство указывает на хорошее качество сформированного фотонного пучка и, что за защитой измерено распределение первичного гамма-излучения.

По результатам измерений проведена оценка мощности эффективной эквивалентной дозы гамма-квантов с энергией выше 0,1 МэВ, которая составила на толщине защиты 0; 10; 20; 30; 40 и 50 см, соответственно, $7,2 \cdot 10^{-3}$; $2,88 \cdot 10^{-3}$; $7,18 \cdot 10^{-4}$; $1,92 \cdot 10^{-4}$; $5,14 \cdot 10^{-5}$ и $1,46 \cdot 10^{-5}$ мкЗв/с. Распределение мощности эквивалентной дозы гамма-излучения по оси продольной плоскости защиты представлено на рис. 11.

На рис. 12, по результатам измерений мощности дозы в сплошной и барьерной геометрии эксперимента, с учетом геометрического фактора ослабления гамма-излучения, получены функции ослабления гамма-излучения в материале защиты

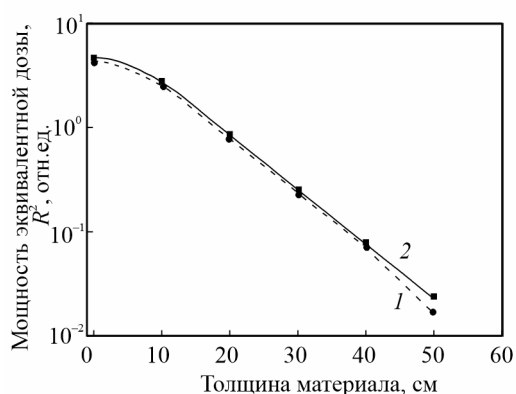


Рис. 12. Ослабление мощности эквивалентной дозы гамма-излучения в материале защиты в условиях фотонного пучка реактора: 1 — барьерная геометрия измерений; 2 — сплошная геометрия измерений.

Fig. 12. Attenuation of the equivalent dose of gamma radiation in the protection material under the conditions of the photon beam of the reactor: 1 — barrier geometry of measurements; 2 — solid geometry of measurements.

в условиях фотонного пучка реактора. Результаты в барьерной геометрии измерений получены за вычетом фонового гамма-излучения в каждой точке измерений.

На толщине защиты от 10 до 40 см, как в сплошной, так и в барьерной геометрии эксперимента, функции ослабления мощности дозы гамма-излучения аппроксимируются экспонентой с длиной релаксации $7,42 \pm 0,11$ см. При этом в барьерной геометрии на толщине свыше 40 см происходит поперечное растекание гамма-квантов, что снижает мощность дозы сверх экспоненты. Таким образом, вклад вторичного гамма-излучения в длину релаксации мощности эквивалентной дозы за защитой на основе металлгидридного композита составляет 23,5 %.

Выводы

1. При реакторном облучении композиционного металлгидридного композита с увеличением толщины защиты происходит ужесточение высокоэнергетической части спектра нейтронов и накопление нейтронов промежуточных энергий ниже порога неупругого рассеяния нейтронов ядрами титана.

2. Свыше 40 см толщины защиты обнаружен эффект снижения плотности потока наиболее жестких нейтронов сверх экспоненциального спада за счет поперечного растекания нейтронного спектра к краям защиты и процессов неупругого рассеивания. Для пороговых энергий от 0,6 до 7,5 МэВ значение длин релаксации плотности потока быстрых нейтронов в материале защиты составили $(6,65 - 8,70) \pm 0,11$ см, соответственно.

3. Формирование мощности дозы гамма-излучения обусловлено захватными гамма-квантами, образующимися в начальном слое материала. Увеличение мощности дозы гамма-квантов за защитой обусловлено процессами неупругого рассеивания и радиационным захватом нейтронов. Введение в состав материала карбида бора снижает образование захватных гамма-квантов в общем потоке гамма-излучения. В условиях нейтронного пучка реактора функция ослабления мощности дозы гамма-излучения в материале защиты аппроксимируется экспонентой с длиной релаксации $9,72 \pm 0,11$ см.

4. По результатам реакторных испытаний проведена верификация расчетной модели эксперимента в двумерной геометрии методом дискретных ординат по программе DORT. Отклонения между расчетными и экспериментальными значе-

ниями длин релаксации по быстрым нейтронам составляют 4,5 – 5,2 %, по гамма-излучению 7,0 %, что позволяет говорить о положительных результатах верификации методом дискретных ординат.

5. Вклад вторичного гамма-излучения в длину релаксации мощности эквивалентной дозы за защитой на основе металлгидридного композита составляет 23,5 %.

Исследование выполнено за счет гранта Российского научного фонда № 19-19-00316 (продление), https://www.rscf.ru/prjcard_int?19-19-00316 с использованием оборудования на базе Центра высоких технологий БГТУ им. В.Г. Шухова.

Литература/References

1. Rhoades W.A., Childs R.L. The DORT Two-dimensional discrete ordinate transport code. Nucl. Sci. & Eng., 1988, v. 99, no. 1, pp. 88 – 89.
2. Перевезенцев В.В. Основы инженерных методов расчетов от ионизирующих излучений ядерных энергетических установок. М.: Изд-во МГТУ, 1994, 68 с.
- Perevezentsev V.V. Osnovy inzhenernykh metodov raschetov ot ioniziruyushchikh izlucheni yadernykh energeticheskikh ustanovok [Fundamentals of engineering methods of calculations from ionizing radiation from nuclear power plants]. Moscow, MG TU Publ., 1994, 68 p. (In Russ).
3. Lee J.C., McCormick N.J. Risk and safety analysis of nuclear systems. John Wiley & Sons, Inc, 2011, 504 p.
4. Itoigawa N., Wilpert B., Fahlbruch B. Emerging demands for the safety of nuclear power operations: Challenge and Response, CRC Press. Boca Raton, FL, 2005, 153 p.
5. Antaki G., Gilada R. Nuclear power plant safety and mechanical integrity: design and operability of mechanical systems. Equipment and Supporting Structures. Butterworth-Heinemann, Kidlington, Oxford, 2015, 337 p.
6. Chernov V. M. Structural materials for fusion power reactors — the RF R&D activities. Nuclear Fusion, 2007, v. 47, Iss 8, pp. 839 – 848.
7. Yoshikawa H., Zhang Zh. Progress of nuclear safety for symbiosis and sustainability: advanced digital instrumentation. Control and Information Systems for Nuclear Power Plants. Springer, Tokyo, 2014, 322 p.
8. Sickafus K.E. Radiation-induced amorphization resistance and radiation tolerance in structurally related oxides. Nature materials, 2007, v. 3, iss. 6, pp. 217 – 223.
9. Sanchez F., Sobolev K. Nanotechnology in concrete — a review. Construction and Building Materials, 2010, v. 24, pp. 2060 – 2071.
10. 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, v. 7, art. 10651920.
11. 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, v. 147, pp. 161 – 167.
12. 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: FGUP “RFYaTs-VNIIEF”, 2017, pp. 158 – 163. (In Russ).
13. 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, v. 945, art. 012080.
14. Мадеев В.Г. Облучательная установка ОР-М для исследований радиационной стойкости оборудования к воздействию нейтронов и гамма-излучения ядерного реактора. Вопросы атомной науки и техники. Серия: Физика радиационного воздействия на радиоэлектронную аппаратуру, 2013, № 4, с. 77 – 79.
- Madeev V.G. Obluchatel'naya ustanovka OR-M dlya issledovaniy radiacionnoy stojkosti oborudovaniya k vozdeystviyu nejtronov i gamma-izlucheniya yadernogo reaktora [OR-M irradiation unit for studies of radiation resistance of equipment to the effects of neutrons and gamma radiation of a nuclear reactor]. Voprosy atomnoj nauki i tekhniki. Seriya: Fizika radiacionnogo vozdeystviya na radioelektronnyu apparaturu [Issues of atomic science and technology. Series: Physics of radiation exposure to Radioelectronic equipment], 2013, no. 4, pp. 77 – 79. (In Russ).
15. Власенко Н.И. Нейтронно-защитные свойства гидридов титана и циркония с повышенным содержанием водорода. Ядерная радиационная безопасность, 2009, № 4, с. 33 – 35.
- Vlasenko N.I. Nejtronno-zashchitnye svojstva gidridov titana i cirkoniya s povyshennym sodержaniem vodoroda [Neutron-protective properties of titanium and zirconium hydrides with high hydrogen content]. Yaderna ta radiacijna bezpeka [Nuclear and radiation safety], 2009, no. 4, pp. 33 – 35.

*Статья поступила в редакцию — 14.03.2023 г.
после доработки — 18.04.2023 г.
принята к публикации — 19.04.2023 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” Московский институт электроники и математики им. А.Н. Тихонова (123458, Москва, ул. Таллинская, 34), доктор физико-математических наук, профессор, специалист в области физики конденсированных сред, радиационного материаловедения, физико-химических свойств веществ. E-mail: bondarenko_gg@rambler.ru.

Павленко Вячеслав Иванович — Белгородский государственный технологический университет им. В.Г. Шухова (308012, Белгород, ул. Костюкова, 46), доктор технических наук, заведующий кафедрой теоретической и прикладной химии, специалист в области физики конденсированных сред, радиационного материаловедения, физической и коллоидной химии. E-mail: belpavlenko@mail.ru.

Ястребинская Анна Викторовна — Белгородский государственный технологический университет им. В.Г. Шухова (308012, Белгород, ул. Костюкова, 46), кандидат технических наук, доцент, специалист в области физики конденсированных сред, радиационного материаловедения, охраны труда. E-mail: karanna1@mail.ru.

Городов Андрей Иванович — Белгородский государственный технологический университет им. В.Г. Шухова (308012, Белгород, ул. Костюкова, 46), кандидат технических наук, доцент, специалист в области физики и химии конденсированных сред. E-mail: loveden13@mail.ru.

Verification of a two-dimensional model of the experiment of attenuation of neutron and photon radiation of a nuclear reactor by a radiation-protective metal hydride composite

**R. N. Yastrebinsky, G. G. Bondarenko, V. I. Pavlenko,
A. V. Yastrebinskaya, A. I. Gorodov**

The paper presents experimental studies of the attenuation of neutron and photon radiation of a nuclear reactor by a radiation-protective metal hydride composite, as well as the distribution of dose and spatial-energy characteristics of primary and secondary gamma radiation in the material. It is shown that the formation of the gamma radiation dose rate behind the protection is due to the capture gamma quanta formed in the initial layer of the material. Based on the results of the reactor protective properties of the material, the verification of the computational model of the experiment in two-dimensional geometry by the method of discrete ordinates according to the DORT program was carried out. The deviations between the calculated and experimental values of the relaxation lengths for fast neutrons were no more than 5 %, for gamma radiation no more than 7 %, which confirms the validity of the calculation methods used and the possibility of using the data obtained with a high degree of reliability when designing the geometry of the radiation protection of a reactor made of metal hydride composite

Keywords: titanium hydride, composite, nuclear reactor, neutron radiation, gamma radiation, energy distribution, calculation model, verification

Yarshbsinsky Roman — Shoukhov Belgorod State Technological University (308012, Belgorod, Kostyukova street, 46), Dr Sci (Eng), Director of the Chemical Institute of Technology, a 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 Institute of Electronics and mathematicians A.N. Tikhonova (123458, Moscow, Tallinskaya st., 34) 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.

Pavlenko Vyacheslav — Shoukhov Belgorod State Technological University (308012, Belgorod, Kostyukova street, 46), Dr Sci (Eng), Head of the Department of Theoretical and Applied Chemistry, a specialist in the field of physics of condensed media, radiation materials, physical and colloid chemistry. E-mail: belpavlenko@mail.ru.

Yastrebinskaya Anna — Shoukhov Belgorod State Technological University (308012, Belgorod, Kostyukova street, 46), Dr Sci (Eng), candidate of technical sciences, associate professor, specialist in the field of condensed matter physics, radiation materials science, labor protection. E-mail: karanna1@mail.ru.

Gorodov Andrey — Shoukhov Belgorod State Technological University (308012, Belgorod, Kostyukova street, 46), Dr Sci (Eng), PhD (Eng), associate Professor, specialist in the field of physics and chemistry of condensed media. E-mail: gorodov-andreyy@mail.ru.