

СНИЖЕНИЕ ЗАХВАТНОГО ГАММА-ИЗЛУЧЕНИЯ КОМПОЗИЦИОННЫМ НЕЙТРОННО-ЗАЩИТНЫМ МАТЕРИАЛОМ НА ОСНОВЕ МОДИФИЦИРОВАННОГО ГИДРИДА ТИТАНА С РАЗЛИЧНЫМ СОДЕРЖАНИЕМ АТОМОВ БОРА

Р.Н. Ястребинский

Белгородский государственный технологический университет им. В.Г. Шухова,

Белгород, Россия

E-mail: yrndo@mail.ru

Представлены результаты модельных расчетов ослабления излучений реактора в материале на основе модифицированного гидрида титана и портландцементного связующего с варьированием содержания в нем атомов бора для оценки степени снижения плотности потока тепловых нейтронов и уровня захватного гамма-излучения. Использован многогрупповой метод расчета по программе ANISN. Введение в состав материала защиты атомов бора, имеющих большое сечение поглощения нейтронов в тепловой и надтепловой областях спектра, позволяет существенно уменьшить плотность потока тепловых нейтронов и уровень захватного гамма-излучения. Рассчитаны значения коэффициентов снижения плотности потока тепловых нейтронов и мощности дозы захватного гамма-излучения по толщине слоя материала защиты. Разница в степени снижения функционалов обусловлена наличием захватного гамма-излучения в надтепловой области нейтронного спектра.

ВВЕДЕНИЕ

Для защиты от нейтронного излучения одним из перспективных материалов является гидрид титана, имеющий $9,12 \cdot 10^{22}$ атомов водорода на 1 см^3 материала, уступая в этом только гидриду ванадия, содержащего $11,4 \cdot 10^{22}$ ат./ см^3 . В сравнении с наполненными полимерами гидрид титана имеет более высокие температуры эксплуатации и допустимый флюенс нейтронов. Основным конкурентом гидрида титана является эксклюзивный материал RX-277 (производства США), традиционно используемый в ядерной энергетике в защитных сооружениях, а также контейнерах для хранения отработанного ядерного топлива. Однако он обладает значительно более низкими нейтронно-защитными свойствами, чем гидрид титана (мощность дозы нейтронного излучения за защитой одинаковой толщины в 2,7 раза выше), что определяет преимущество последнего [1, 2].

Использование брикетированного гидрида титана, а также в виде порошка или крошки накладывает ряд ограничений, одним из которых является низкая температура эксплуатации (до $200 \text{ }^\circ\text{C}$), ввиду пожаро- и взрывоопасности конструкции защиты за счет выделения водорода. В этом направлении актуально использование гидрида титана в виде сферических гранул (дуби), полученных методом центробежного распыления титана с последующим гидрированием. Данный материал получен ОАО «ВНИИНМ» (Москва) методом центробежного распыления из титана марки ВТ 1-0 на установке ЦЕНТР-710-2 с последующим гидрированием до нестехиометрического содержания водорода 3,61 мас.%. Гидрид титана в виде дуби более прочен, не имеет микротрещин, не растрескивается в процессе работы, не образует мелкой

взрывоопасной фракции и имеет более высокую температуру эксплуатации. Модифицирование дуби гидрида титана боратыми соединениями или тонкопленочной металлизацией поверхности позволяет повысить ее термостабильность (температуру термодиффузии водорода) до $500 \dots 550 \text{ }^\circ\text{C}$, а также увеличивает поверхностную плотность и механическую прочность дуби, что имеет важнейшее значение при получении защитных композитов на ее основе [3, 4].

Снижение выхода гамма-излучения, образующегося при работе реактора в материалах и конструкциях биологической защиты в результате захвата медленных нейтронов, является важной задачей, особенно для малогабаритных ядерных энергетических установок. Одним из путей снижения выхода захватного гамма-излучения является введение в материал добавки, содержащей изотоп с большим сечением поглощения нейтронов в тепловой и надтепловой областях спектра. В ядерной технике для этих целей широко используются, главным образом, бор и его соединения, обладающие к тому же малым выходом собственного гамма-излучения. В результате введения бора происходит уменьшение доли тепловых нейтронов в спектре, что приводит к снижению интенсивности и мощности дозы захватного гамма-излучения, обусловленного реакциями типа (n, γ) , а также к снижению процессов активации в тепловой области спектра и соответственно к уменьшению наведенной активности материала [5].

В данной работе представлены результаты модельных расчетов ослабления излучений реактора в материале на основе модифицированного гидрида титана и портландцементного связующего с варьированием содержания в нем карбида бора для оценки степени снижения плотности потока тепловых нейтронов и уровня захватного гамма-

излучения. Введение в состав материала в качестве добавки бора, имеющего большое сечение поглощения нейтронов в тепловой и надтепловой областях спектра, является одним из способов улучшения его защитных характеристик.

МАТЕРИАЛЫ И МЕТОДИКА

Материал биологической защиты получали методом виброукладки водозатворенной композиционной смеси на основе модифицированной дроби гидрида титана, портландцемента, карбида бора и пластифицирующих добавок до достижения объемной массы композита не ниже $3,2 \text{ г/см}^3$.

Содержание карбида бора в исходном композите варьировалось от 0 до 5 мас.%. Химический состав исследуемого композиционного материала защиты после его сушки и термической обработки при $300 \text{ }^\circ\text{C}$ в течение 500 ч представлен в табл. 1.

Таблица 1

Химический состав исследуемого композита с различным содержанием бора после термообработки при $300 \text{ }^\circ\text{C}$ в течение 500 ч, мас.%

B ₄ C	0,00	0,99	1,96	2,91	3,84	4,75
TiH _{1,8}	77,71	76,93	76,18	75,44	74,71	74,01
SiO ₂	4,70	4,66	4,62	4,56	4,51	4,47
Al ₂ O ₃	1,21	1,20	1,19	1,17	1,16	1,15
Fe ₂ O ₃	0,99	0,98	0,97	0,96	0,95	0,94
CaO	14,03	13,89	13,75	13,63	13,51	13,40
MgO	0,33	0,33	0,32	0,32	0,32	0,31
SO ₃	0,51	0,50	0,50	0,50	0,49	0,48
Na ₂ O	0,12	0,12	0,12	0,12	0,12	0,11
K ₂ O	0,07	0,07	0,07	0,07	0,07	0,07
H ₂ O	0,33	0,33	0,32	0,32	0,32	0,31

Для проведения вариантных расчетов и получения пространственно-энергетических распределений плотностей потоков нейтронов и гамма-излучения в материале защиты была использована композиция, состоящая из активной зоны реактора, отражателя, конструктивных материалов, и слоя исследуемого материала толщиной 1 м. В качестве модельного источника излучения использован реактор на быстрых нейтронах.

Расчеты проводились по программе ANISN [6], реализующей решение одномерного транспортного уравнения методом дискретных ординат с учетом анизотропии рассеяния. Спектр нейтронов рассчитывался для 22-группового разбиения энергетического интервала. Спектр гамма-излучения имел 18-групповое разбиение.

Атомный состав используемых в расчете материалов приведен в табл. 2.

Таблица 2
Атомный состав исследуемого композита с различным содержанием бора, мас.%

B	0,00	0,79	1,56	2,35	3,12	3,91
Ti	74,90	74,12	73,43	72,65	71,89	71,14
Si	2,19	2,17	2,15	2,13	2,11	2,09
Al	0,64	0,64	0,62	0,62	0,61	0,61
Fe	0,69	0,69	0,68	0,67	0,67	0,66
Ca	10,02	9,94	9,81	9,74	9,65	9,55
Mg	0,20	0,20	0,19	0,19	0,19	0,19
S	0,20	0,20	0,20	0,20	0,20	0,20
Na	0,09	0,09	0,09	0,09	0,09	0,09
K	0,06	0,06	0,06	0,06	0,06	0,06
H	2,85	2,82	2,79	2,76	2,74	2,71
O	8,16	8,08	8,00	7,92	7,83	7,75
C	0,00	0,20	0,42	0,62	0,84	1,04

Особенностью расчета для данной задачи является необходимость выделить собственный источник захватного гамма-излучения из всех потенциальных генераторов, влияющих на величину потока гамма-излучения в исследуемом материале, исключив или снизив до минимума натекание излучения из активной зоны и материалов конструкций. Поэтому была сформирована композиция, в которой между корпусом реактора и исследуемым материалом дополнительно размещаются водяной бак (15 см) и защита из свинца (15 см). Наличие свинца перед материалом сводит к минимуму натекание гамма-излучения из активной зоны, внутриреакторных конструкций и корпуса реактора, что позволяет выделить из всех потенциальных генераторов (активной зоны, корпуса реактора, материалов конструкций) собственный источник захватного гамма-излучения в исследуемом материале.

РЕЗУЛЬТАТЫ И ИХ ОБСУЖДЕНИЕ

В табл. 3 и 4 приведены значения коэффициентов, характеризующих степень снижения плотности потока тепловых нейтронов (K_{nt}) и мощности дозы гамма-излучения (K_γ) в результате введения в материал на основе модифицированной дроби гидрида титана и портландцемента добавки карбида бора. Коэффициенты K_{nt} и K_γ определяются, как отношения значений функционалов в материале без карбида бора и в материале с его добавкой.

Из приведенных в табл. 3 и 4 данных видно, что введение атомов бора существенно влияет на снижение мощности дозы захватного гамма-излучения (P_γ) и в большей степени – на плотность потока тепловых нейтронов. Такое различие может

быть обусловлено вкладом в P_γ захвата нейтронов в надтепловой области энергий, где добавка бора заметной роли не играет. Тем не менее, введение в материал до 5 мас.% карбида бора (3,91% атомов бора) приводит к уменьшению K_γ от 8 до 11 раз в зависимости от толщины слоя.

Таблица 3

Значения коэффициента K_{nt} , характеризующего снижение плотности потока тепловых нейтронов в материале защиты от содержания атомов бора

Содержание атомов бора, мас.%	Толщина материала, см					
	5	10	20	30	40	50
0,79	12,5	11,0	10,8	10,7	10,6	10,6
1,56	34,2	30,6	29,8	29,5	29,4	29,4
2,35	69,3	62,6	61,0	60,6	60,4	61,7
3,12	120,0	109,5	107,3	107,3	107,7	110,4
3,91	191,4	176,3	173,8	174,6	176,1	180,6

Таблица 4

Значения коэффициента K_γ , характеризующего снижение мощности дозы захватного гамма-излучения в материале защиты от содержания атомов бора

Содержание атомов бора, мас.%	Толщина материала, см					
	5	10	20	30	40	50
0,79	4,2	4,3	4,6	4,7	4,7	4,6
1,56	5,9	6,3	6,9	7,1	7,1	7,1
2,35	7,0	7,5	8,6	8,9	8,9	8,8
3,12	7,8	8,5	9,8	10,3	10,3	10,1
3,91	8,3	9,2	10,8	11,3	11,3	11,2

Некоторое снижение K_{nt} по мере увеличения толщины слоя исследуемого материала защиты является следствием возрастания длины релаксации плотности потока тепловых нейтронов вследствие образующегося захватного гамма-излучения.

На рис. 1 и 2 для иллюстрации в экспоненциальном формате приведены распределения плотности потока тепловых нейтронов и мощности дозы собственного захватного гамма-излучения в составах материала с различным содержанием бора.

Характер распределения мощности дозы гамма-излучения по толщине защиты и ее значение за защитой определяют излучение, натекающее на переднюю стенку, и захватное гамма-излучение, образующееся в начальном слое материала толщиной несколько сантиметров (причем первая составляющая меньше второй). Поэтому величина P_γ за материалом определяется главным образом источником гамма-излучения, находящимся либо в его начальном слое, либо перед ним, при этом образование захватного гамма-излучения в остальной части материала не дает существенного

вклада. В результате длина релаксации мощности дозы гамма-излучения в рассматриваемом материале защиты практически не зависит от содержания в нем водорода.

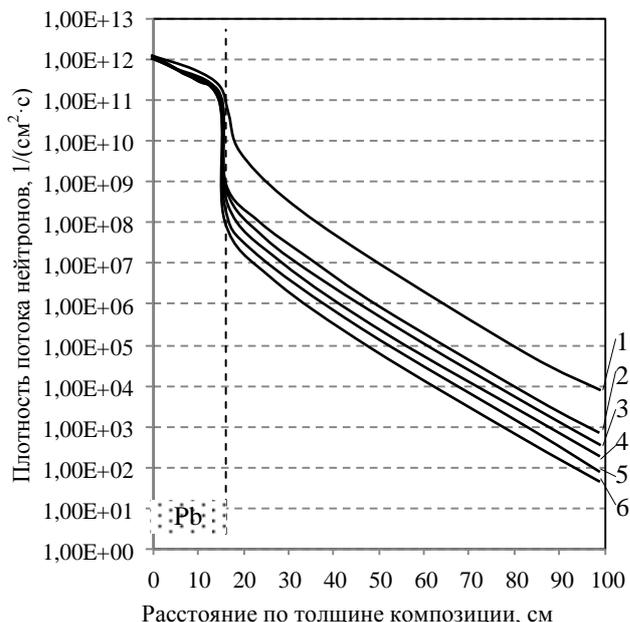


Рис. 1. Распределение плотности потока тепловых нейтронов в материале защиты на основе модифицированной дроби гидрида титана с различным содержанием атомов бора (мас. %): 1 – 0% B; 2 – 0,79% B; 3 – 1,56% B; 4 – 2,35 % B; 5 – 3,12% B; 6 – 3,91% B

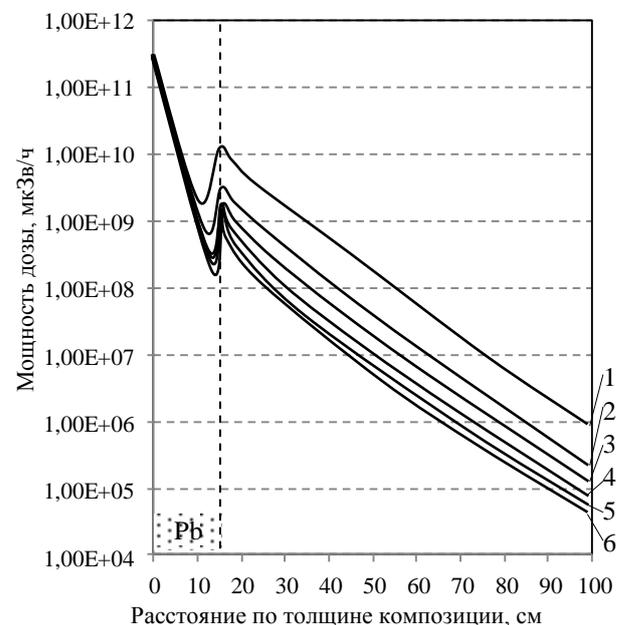


Рис. 2. Распределение мощности дозы захватного гамма-излучения в материале защиты на основе модифицированной дроби гидрида титана с различным содержанием атомов бора (мас. %): 1 – 0% B; 2 – 0,79% B; 3 – 1,56% B; 4 – 2,35 % B; 5 – 3,12% B; 6 – 3,91% B

Таким образом, введение в состав материала защиты атомов бора, имеющих большое сечение

поглощения нейтронов в тепловой и надтепловой областях спектра, приводит к снижению плотности потока тепловых нейтронов и уровня мощности дозы захватного гамма-излучения.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Представлены расчетные данные ослабления излучений реактора материалом защиты на основе модифицированной дроби гидрида титана, портландцемента с добавкой карбида бора. Результаты расчетов показывают, что введение добавки бора в материал позволяет существенно уменьшить плотность потока тепловых нейтронов и соответственно уровень захватного гамма-излучения. Так, при введении в материал атомов бора в количестве от 0,79 до 3,91 мас.% плотность потока тепловых нейтронов снижается при толщине слоя материала 10 см соответственно от 11 до 176 раз, а мощность дозы захватного гамма-излучения от 4 до 9 раз. Разница в степени снижения этих функционалов обусловлена наличием захватного гамма-излучения в надтепловой области нейтронного спектра.

БИБЛИОГРАФИЧЕСКИЙ СПИСОК

1. М.И. Власенко, М.М. Коротенко, С.Л. Литвиненко, В.В. Стовбун. Экспериментальные исследования нейтронно-защитных свойств гидридов

с повышенным содержанием водорода // *Ядерна та радіаційна безпека*. 2010, №3, с. 16-17.

2. Р.Н. Ястребинский, З.В. Павленко, А.В. Ястребинская, Л.В. Денисова. Термостойкие полимерные композиционные материалы на основе наноуплотненных полиалканимидов // *Вестник Белгородского государственного технологического университета им. В.Г. Шухова*. 2016, №9, с. 183-188.

3. V.I. Pavlenko, O.V. Kuprieva, R.N. Yastrebinskii, N.I. Cherkashina, G.G. Bondarenko. Modification of titanium hydride surface with sodium borosilicate // *Inorganic Materials: Applied Research*. 2014, v. 5, N 5, p. 494-497.

4. В.И. Павленко, Н.И. Черкашина, Р.Н. Ястребинский. Создание нанооболочки на поверхности дроби гидрида титана // *Нанотехнологии в строительстве: Научный интернет-журнал*. 2016, т. 8, №6, с. 102-119.

5. Э.Е. Петров, Б.П. Шеметенко. *Оптимизация форм защит около источников нейтронного и гамма-излучений*: Препринт ФЭИ-304. Обнинск: Физ.-энерг. ин-т, 1971, 28 с.

6. *Программа ANISN*: Руководство пользователя. М.: ИАЭ им. И.В. Курчатова, 1981, 68 с.

Статья поступила в редакцию 30.03.2017 г.

ЗНИЖЕННЯ ЗАХВАТНОГО ГАММА-ВИПРОМІНЮВАННЯ КОМПОЗИЦІЙНИМ НЕЙТРОННО-ЗАХИСНИМ МАТЕРІАЛОМ НА ОСНОВІ МОДИФІКОВАНОГО ГІДРИДУ ТИТАНУ З РІЗНИМ ВМІСТОМ АТОМІВ БОРУ

Р.Н. Ястребинський

Представлено результати модельних розрахунків ослаблення випромінювань реактора в матеріалі на основі модифікованого гідриду титану та портландцементного зв'язуючого з варіюванням вмісту в ньому атомів бору для оцінки ступеня зниження щільності потоку теплових нейтронів і рівня захватного гамма-випромінювання. Використано багатогруповий метод розрахунку за програмою ANISN. Введення до складу матеріалу захисту атомів бору, що мають великий перетин поглинання нейтронів у тепловій та надтепловій областях спектра, дозволяє істотно зменшити щільність потоку теплових нейтронів і рівень захватного гамма-випромінювання. Розраховані значення коефіцієнтів зниження щільності потоку теплових нейтронів і потужності дози захватного гамма-випромінювання по товщині шару матеріалу захисту. Різниця в ступені зниження функціоналів обумовлена наявністю захватного гамма-випромінювання в надтепловій області нейтронного спектра.

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

R.N. Yastrebinsky

In work results of model calculations of weakening of radiations of the reactor in material on the basis of the modified hydride of the titan and Portland of cement contents, binding with a variation, on atoms of bor in him for an assessment of extent of decrease in density of a stream of thermal neutrons and level of gripping gamma-radiation are presented. The multigroup method of calculation for the ANISN program is used. Introduction to composition of material of protection of the atoms of bor having the big section of absorption of neutrons in thermal and over thermal areas of a range allows to reduce significantly density of a stream of thermal neutrons and level of gripping gamma radiation. Values of coefficients of decrease in density of a stream of thermal neutrons and power of a dose of gripping gamma radiation on protection material layer thickness are calculated. The difference in extent of decrease in functionalities is caused by presence of gripping gamma radiation in over thermal area of a neutron range.