

ОЦЕНКА ДОЗОВЫХ НАГРУЗОК НА ЧЕЛОВЕКА ПРИ ИСПОЛЬЗОВАНИИ КОЛЕМАНИТ-БАРИТОВЫХ ЗАЩИТНЫХ ЭКРАНОВ

В данной работе посредством использования программного пакета GEANT4 проведено компьютерное моделирование методом Монте-Карло воздействия гамма-излучения на человека, находящегося за колеманит-баритовым защитным экраном. В качестве источника излучения рассматривался уран со степенью обогащения, варьирующейся от 0 до 10%. Получены численные зависимости и соответствующие интерполяционные формулы, определяющие поглощенную дозу человека при единичном флюенсе падающих гамма-квантов как функцию толщины защитного экрана.

Введение

В свете планируемого строительства в Республике Беларусь собственной АЭС становится актуальным вопрос о защите персонала станции, а также других радиационно-опасных объектов от проникающего гамма-излучения. Барит, в силу своей способности поглощать рентгеновское и гамма-излучение входит в состав бетонных смесей (баритобетонов, баритовой штукатурки) и смесей с другими материалами для гамма- и рентген-защиты [1]. Одной из разновидностей бетона с баритовым наполнителем, применяемым для радиационной защиты, является колеманит-баритовый бетон [2], защитные характеристики которого и будут оценены в данной работе. Характеристики ослабления гамма-излучения и нейтронных потоков баритовым бетоном исследовались посредством использования программы XCOM в работе [3]. Эта программа предназначена для получения и отображения данных о сечениях взаимодействия фотонов с энергиями от 1 кэВ до 100 ГэВ с более чем 100 элементами. Однако она не предполагает моделирования прохождения излучения через вещество и может использоваться лишь для оценок или совместно с транспортными Монте-Карло кодами. Аналогичное исследование влияния магнетита и боронового карбида на характеристики ослабления радиоактивного излучения композитными материалами было проведено в работе [4]. К настоящему времени широкое распространение получили многоцелевые программные комплексы, предназначенные для решения задач переноса излучений в различных средах, и построенные на основе мето-

да Монте-Карло, такие, как MCNPX, GEANT4, MCNP и ряд других [5]. Эти программные комплексы протестированы на основе результатов многочисленных экспериментов и убедительно продемонстрировали свою возможность решать любые практические радиационные задачи. Сравнение защитных свойств и наведенной активности обычного и баритового бетонов, используемых в качестве защиты от высокоэнергетических нейтронов, посредством Монте-Карло моделирования было проведено в работе [6]. Наряду с этим, транспортные Монте-Карло коды, упомянутые выше, применялись для расчета фонового гамма-излучения внутри бетонных зданий [7], моделирования неразрушающего контроля железобетонных конструкций [8] и во многих других областях.

В данной работе проведена оценка поглощенных и эквивалентных доз для человека, находящегося за защитным экраном из колеманит-баритового бетона при различной толщине последнего. Принималось, что облучение экрана и человека осуществляется параллельным пучком гамма-квантов в передне-задней геометрии. Спектр гамма-излучения состоит из 15 наиболее интенсивных линий U-235 и 30 линий U-238 и продуктов их распада, образовавшихся по истечении 10 лет. При расчете поглощенных доз учитывалось наличие слоя воздуха при нормальных условиях толщиной 1 м. Расчеты проведены отдельно для каждой из упомянутых выше наиболее интенсивных спектральных линий. Это позволяет путем простых вычислений, получить значения поглощенных человеком доз при единичном флюенсе падающих гамма-квантов, испускаемых произвольным урановым образцом со степенью обогащения не более 10%.

Монте-Карло моделирование

Компьютерное моделирование прохождения гамма-излучения уранового источника через колеманит-баритовый защитный экран и численный расчет поглощенной дозы человека, находящегося за ним, проводилось посредством использования пакета GEANT4 и программы MULASSIS. Расчет доз производился отдельно для каждой из 45 наиболее интенсивных спектральных линий рентгеновского и гамма-излучения U-235, U-238 и продуктов их радиоактивного распада, образовавшихся по истечении 10 лет. Это позволяет использовать полученные результаты при вычислении дозовых нагрузок на человека от произвольных урановых радиоактивных источников со степенью обогащения не более 10%. Были выделены 15 наиболее интенсивных спектральных линий для U-235 и 30 линий для U-238 и продуктов их распада. Для проведения аналогичных вычислений применительно к урановым образцам с более высоким обогащением требуется провести компьютерные расчеты для большего числа линий в спектре излучения U-235. Возможное незначительное содержание U-234 естественного происхождения не учитывалось. Спектр и интенсивности линий были вычислены посредством использования программ RadSrc 1.4 и Radiation Decay v4. За рассматриваемый промежуток времени в 10 лет успевает образоваться некоторое небольшое количество Th-231 и Ac-227 из U-235, а также Th-234, Pa-234, Pa-234m из U-238. Распады этих элементов являются причинами появления 7 спектральных линий, входящих в число 15 наиболее интенсивных для U-235, и 24 линий, среди 30 наиболее интенсивных для U-238. Однако энергии соответствующих гамма-квантов, лежащие в диапазоне энергий от 11 кэВ до 114 кэВ недостаточны, чтобы преодолеть даже 3см колеманит-баритового бетона и по этой причине не учитываются при расчете дозовых нагрузок на человека. Тем не менее, указанные линии могут стать существенными при рассмотрении более длительных временных периодов, чем 10 лет. По причине малости энергии гамма-квантов были отброшены 11 линий в спектре U-235 и продуктов его распада

и 24 линии в гамма-спектре U-238 и новых образовавшихся элементов. В итоге были рассчитаны поглощенные человеком дозы для 4 наиболее интенсивных спектральных линий с достаточно высокой энергией гамма-квантов, возникающих за счет альфа-распада U-235 \rightarrow Th-231, см. таблицу 1, а также 6 линий, возникающих за счет бета-распада Pa-234m \rightarrow U-234, Pa-234 \rightarrow U-234, см. таблицу 2. Состав колеманит-баритового бетона приведен в таблице 3, его плотность – 3200 кг/м³, данные взяты из справочника [2].

Графики зависимостей поглощенных человеком доз на единичный флюенс в зависимости от толщины бетона в логарифмическом масштабе приведены на рисунке 1 для каждой из спектральных линий, приведенных в таблице 1. На рисунке 1 сплошной линией показана зависимость полной поглощенной дозы на единичный флюенс от толщины защитного экрана. Видно, что последняя зависимость с высокой степенью точности является показательной и может быть интерполирована эмпирической формулой:

$$D_5 = 10^{(\alpha - \beta W)} Gy \cdot cm^2. \quad (1)$$

Здесь D_5 обозначает поглощенную человеком дозу на единичный флюенс падающего на экран гамма-излучения U-235; $\alpha = (-12,1530 \pm 0,0007)$; $\beta = (0,3350 \pm 0,0004) \text{ см}^{-1}$; W – толщина колеманит-баритового экрана. Полная поглощенная доза на единичный флюенс практически полностью определяется вкладом наиболее интенсивной спектральной линии с энергией гамма-квантов 185,71 кэВ.

Таблица 1

**Интенсивности основных спектральных линий
гамма-излучения U-235**

| Энергия гамма-квантов, кэВ | Интенсивность спектральной линии, част./г.сек | Относительная интенсивность спектральной линии, % |
|----------------------------|---|---|
| 185,71 | $4,5744 \cdot 10^4$ | 73,1 |
| 143,76 | $8,765 \cdot 10^3$ | 14,0 |
| 163,36 | $4,063 \cdot 10^3$ | 6,5 |
| 205,31 | $4,007 \cdot 10^3$ | 6,4 |

Таблица 2

**Интенсивности основных спектральных линий
гамма-излучения продуктов распада U-238**

| Энергия гамма-квантов, кэВ | Интенсивность спектральной линии, част./г.сек | Относительная интенсивность спектральной линии, % |
|----------------------------|---|---|
| 1001,03 | $1,0422 \cdot 10^2$ | 59,2 |
| 766,38 | $3,9998 \cdot 10^1$ | 22,7 |
| 742,81 | $1,1752 \cdot 10^1$ | 6,7 |
| 258,23 | $9,0679 \cdot 10^0$ | 5,1 |
| 786,27 | $6,8821 \cdot 10^0$ | 3,9 |
| 946,00 | $4,1643 \cdot 10^0$ | 2,4 |

Таблица 3

Состав колеманит-баритового бетона

| Элемент | H | B | O | Na | Mg | Al | Si | S | Ca | Fe | Ba |
|----------------------|-------|------|-------|------|------|------|------|------|------|------|-------|
| Содержание атомов, % | 20,87 | 2,24 | 53,99 | 0,11 | 0,22 | 0,56 | 1,55 | 7,43 | 5,23 | 0,46 | 7,34 |
| Массовая доля, % | 0,86 | 0,99 | 35,15 | 0,10 | 0,22 | 0,61 | 1,77 | 9,70 | 8,53 | 1,05 | 41,03 |

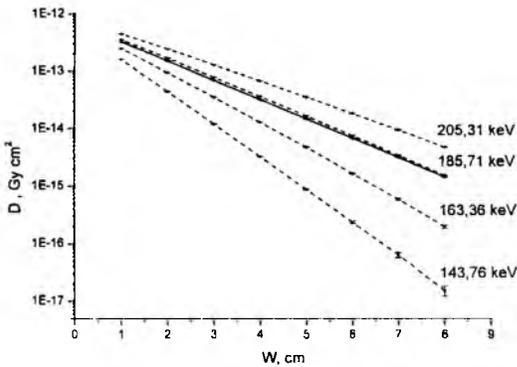


Рис. 1. Логарифмические графики зависимостей поглощенных человеком доз на единичный флюенс в зависимости от толщины колеманит-баритового защитного экрана для каждой из четырех основных линий в спектре гамма-излучения U-235 (пунктирные линии).

Сплошной линией показана аналогичная зависимость полной поглощенной дозы на единичный флюенс

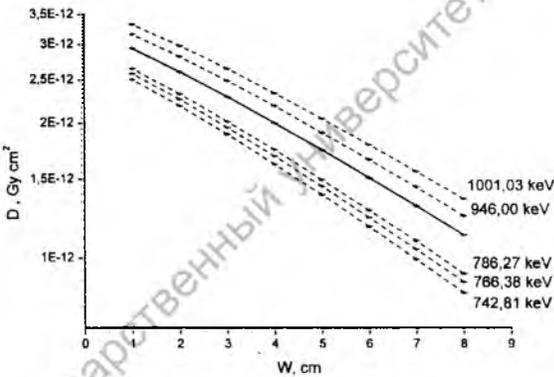


Рис. 2. Логарифмические графики зависимостей поглощенных человеком доз на единичный флюенс в зависимости от толщины колеманит-баритового защитного экрана для каждой из пяти основных линий в спектре гамма-излучения продуктов распада U-238 (пунктирные линии).

Сплошной линией показана аналогичная зависимость полной поглощенной дозы на единичный флюенс

Графики зависимостей поглощенных доз на единичный флюенс для линий, приведенных в таблице 2, показаны на рисунке 2. Исключение составляет линия с энергией гамма-квантов 258,23 кэВ. Индуцированная ею поглощенная доза при единичном флюенсе падающих на защитный экран частиц для человека на порядок меньше аналогичных величин для оставшихся линий. По этой причине вкладом этой линии можно пренебречь и не учитывать в дальнейших расчетах.

На рисунке 2 сплошной линией показана зависимость полной поглощенной дозы на единичный флюенс от толщины защитного экрана. Видно, что эта зависимость с высокой степенью точности является показательной и может быть интерполирована эмпирической формулой:

$$D_8 = 10^{(\gamma - \delta W)} \text{ Gy} \cdot \text{cm}^2. \quad (2)$$

Здесь D_8 обозначает поглощенную человеком дозу на единичный флюенс падающего на экран гамма-излучения продуктов распада U-238; $\gamma = (-11,4685 \pm 0,0003)$; $\delta = (-5,864 \pm 0,007) 10^{-2} \text{ см}^{-1}$; W – толщина колеманит-баритового экрана. Вклад в полную поглощенную дозу каждой из пяти учтенных на рисунке 2 спектральных линий является существенным.

Полученные выше интерполирующие формулы (1) и (2) позволяют рассчитать значения поглощенных человеком доз при единичном флюенсе падающих гамма-квантов, испускаемых произвольным урановым образцом со степенью обогащения не более 10%. При более высокой степени обогащения урана состав наиболее интенсивных спектральных линий рентгеновского и гамма-излучения существенно изменяется, в связи с чем могут потребоваться компьютерные расчеты поглощенных доз, индуцированных линиями, не рассмотренными в данной работе. При степени обогащения урана η , лежащей в пределах от 0 до 0,1 (10%), расчет поглощенной человеком дозы при единичном флюенсе падающих гамма-квантов D и заданной толщине защитного колеманит-баритового экрана можно осуществлять по формуле:

$$D = \eta D_5 + (1 - \eta) D_8. \quad (3)$$

Здесь величины D_5 и D_8 определяются по формулам (1) и (2) соответственно. В соответствии с нормами радиационной безопасности НРБ-2000 (ГН-2.6.1.8 – 127 – 2000) взвешивающий коэффициент, используемый при вычислении эквивалентной дозы, для фотонов любых энергий равен 1. Следовательно, формулы (1)-(3), а также графики, приведенные на рисунках 1-2, могут использоваться для оценки эквивалентной дозы на единичный флюенс для человека, находящегося за колеманит-баритовым защитным экраном, путем формальной замены единицы измерения на $\text{Зв}\cdot\text{см}^2$.

Заклучение

Посредством использования программного пакета GEANT4 проведено компьютерное моделирование методом Монте-Карло воздействия гамма-излучения на человека, находящегося за колеманит-баритовым защитным экраном. В качестве источника излучения рассматривался уран со степенью обогащения, варьирующейся от 0 до 10%. Рассчитаны спектры гамма-излучения первоначально чистых U-235 и U-238 по истечении 10 лет, выделены 15 наиболее интенсивных спектральных линий для U-235 и 30 линий для U-238 и продуктов их распада. Показано, что энергии гамма-квантов только 4 линий из спектра U-235 и 6 линий гамма-спектра продуктов распада U-238 достаточны, чтобы преодолеть защитный экран из колеманит-баритового бетона толщиной 3см. Рассчитаны значения поглощенной дозы для человека, находящегося за защитным колеманит-баритовым экраном на расстоянии 1 м как функция толщины экрана с учетом наличия воздуха, находящегося при нормальных условиях. Расчеты проведены отдельно для каждой из десяти, представляющих интерес линий рентгеновского и гамма-спектра U-235 и линий гамма-излучения продуктов распада U-238. Получена формула, интерполирующая зависимость поглощенной дозы для человека, находящегося за колеманит-баритовым защитным экраном, при единичном флюенсе падающих гамма-квантов, испускаемых произвольным урановым образцом со степенью обогащения не более 10%.

ЛИТЕРАТУРА

1. **Hungerford, H.E.** Reactor Handbook, Vol. I, Materials / C.R. Tipton, Jr. (Ed.), // Interscience Publishers, New York, 1960. – 1086 p.

2. **Williams III, R.G.** Compendium of Material Composition Data for Radiation Transport Modeling / R.G. Williams III, C.J. Gesh, R.T. Pagh // Pacific Northwest National Laboratory Report. – 2006. – 124 p.
3. **El-Sayed Abdo, A.** Investigation of Radiation Attenuation Properties for Baryte Concrete / A. El-Sayed Abdo, W. A. Kansouh, R. M. Megahid // Jpn. J. Appl. Phys. – 2002. – Vol. 41. – P. 7512-7517.
4. **El-Sayed Abdo, A.** Influence of magnetite and boron carbide on radiation attenuation of cement–fiber/composite / A. El-Sayed Abdo, M. A. M. Ali, M.R. Ismail // Annals of Nuclear Energy. – 2003. – Vol. 30. – N 4. – P. 391-403.
5. **Agostinelli, S.** Geant4 - A simulation toolkit / S. Agostinelli et al. // Nucl. Instrum. Meth. Phys. Res. A – 2003. – Vol. 506. – N 3. – P. 250-303.
6. **Porta, A.** Monte Carlo simulations for the design of the treatment rooms and synchrotron access mazes in the CNAO Hadrontherapy facility / A. Porta, S. Agosteo, F. Campi // Radiation Protection Dosimetry. – 2005. – Vol. 113. – N 3. – P. 266-274.
7. **Tsutsumi, M.** Simulation of the background for gamma detection system in the indoor environments of concrete buildings / M. Tsutsumi et al. // Journal of Nuclear Science and Technology. – 2001. – Vol. 38. – N 12. – P. 1109-1114.
8. **Shengli, N.** EGS4 simulation of Compton Scattering for nondestructive testing / N. Shengli, Z. Jun, H. Liuxing // Proceed. Second International Workshop on EGS, KEK Proceedings (8-12 August 2000, Tsukuba, Japan). – 2000. – 200-20. – P. 216-223.