

РАДИОЭКОЛОГИЯ И РАДИОБИОЛОГИЯ, РАДИАЦИОННАЯ БЕЗОПАСНОСТЬ

УДК 519.245; 539.125.52

Д. И. Комар

*Международный государственный экологический институт имени А. Д. Сахарова
Белорусского государственного университета, г. Минск, Республика Беларусь*

МОДЕЛИРОВАНИЕ МЕТОДОМ МОНТЕ-КАРЛО РАДИАЦИОННОЙ ЗАЩИТЫ ПОМЕЩЕНИЯ УСТАНОВКИ ПОВЕРОЧНОЙ НЕЙТРОННОГО ИЗЛУЧЕНИЯ УПН-АТ140

Используя моделирование методами Монте-Карло, были получены значения мощности ambientного эквивалента дозы за стенами помещения установки поверочной нейтронного излучения УПН-АТ140 (УП «АТОМТЕХ») как для нейтронного, так и γ -излучения.

➤ **Ключевые слова:** метод Монте-Карло, дисперсия, нейтронное излучение, захватное γ -излучение, мощность ambientного эквивалента дозы.

Введение

При использовании помещения для проведения калибровки средств измерений с применением радионуклидных источников нейтронов, необходимым условием является соблюдение норм радиационной безопасности. Обычно радиационная защита помещения обеспечивается габаритами самого помещения и защитными стенами из бетона или кирпича. При таком подходе к проектированию радиационной защиты наиболее высокие уровни излучения оказываются у входа в помещение. Такая проблема решается установкой достаточно дорогой и громоздкой двери из многослойной защиты (железо, свинец, полиэтилен) либо путем достройки лабиринта, через который будет обеспечен вход в помещение.

При проектировании защиты от радионуклидных источников нейтронов, в частности, помещения установки поверочной нейтронного излучения УПН-АТ140, следует учитывать, что в помещении, кроме нейтронного, присутствует жесткое γ -излучение, сопутствующее (n, γ) реакции в источнике, активационное, а также захватное [1].

При помощи моделирования методами Монте-Карло можно заранее оценить уровни мощности дозы, как по нейтронному, так и по сопутствующему γ -излучению. Также на этапе моделирования можно оптимизировать схему размещения источника излучения и калибруемого оборудования.

Особенности Монте-Карло моделирования за толстыми слоями защиты

При расчете дозовых характеристик нейтронов (или фотонов) за толстыми слоями защиты, возникают проблемы с применением методов Монте-Карло «напрямую». Если попытаться измерить величину потока частиц за толстым слоем защиты, то даже при достаточно длительном расчете можно не набрать необходимую статистику. В таких случаях появляется необходимость в искусственном управлении потоками частиц в заданной геометрии без искажения физического смысла задачи.

Мерой эффективности расчетов Монте-Карло в MCNP (версия 4b) является добротность или FOM (Figure of Merit) :

$$FOM = \frac{1}{\sigma^2 T},$$

где $\sigma^2 \sim 1/N$; σ^2 – дисперсия; N – число разыгранных истории; T – компьютерное время в минутах.

Таким образом, чем более эффективен расчет Монте-Карло, тем больше будет FOM, так как меньшее компьютерное время требуется для достижения данного значения дисперсии. Добротность должна быть приблизительно постоянной при возрастании числа разыгранных историй N , так как $\sigma^2 \sim 1/N$, а $T \sim N$. Маленькое значение FOM может означать, что редко выбираемая траектория частицы значительно влияет на итоговый результат и оценку дисперсии. В таком случае необходимо исследовать задачу для определения траекторий, которые вносят больший вклад в результат и переопределить задачу, чтобы выбирать эти траектории наиболее часто без изменения физического смысла задачи [2].

В MCNP разработаны специальные методы позволяющие дифференцировать вес (вклад) отдельных частиц с учетом их значимости в различных ячейках для формирования конечного результата, и тем самым уменьшить дисперсию решения без увеличения числа разыгрываемых историй. Такие методы получили название Variance Reduction Techniques. В данной работе использовался только метод Geometry Splitting with Russian Roulette.

Корректное использование метода Geometry Splitting with Russian Roulette позволяет существенно экономить время счета или повысить точность расчета искомой величины при фиксированном времени вычислений. Суть метода сводится к тому, что частица, движущаяся в направлении детектора, в некоторые моменты заменяется (расщепляется, splitting) на несколько частиц с меньшим весом, причем суммарный вес этих частиц равен весу исходной частицы. Далее, образовавшиеся частицы отслеживаются независимо. В результате дисперсия решения может быть существенно уменьшена. Если же частица двигалась в направлении, не представляющим интерес, то она вместе с несколькими другими подобными частицами заменяется одной, но с весом, равным сумме весов всех замененных частиц.

В MCNP этим процессом можно управлять при помощи параметра *imp*, которым снабжается каждая карта, описывающая ячейку. Когда частица с весом W_1 переходит из ячейки с $imp = I_1$ в ячейку с весом I_2 , эта частица расщепляется на $n_2 = I_2/I_1$ идентичных частиц с меньшим весом $W_2 = W_1/n_2$. Когда отношение I_2/I_1 не является целым, берется целая часть от отношения $n_2 = \text{int}(I_2/I_1)$, тогда с вероятностью $p_2 = I_2/I_1 - n_2$ расщепление происходит на $n_2 + 1$ частицу и с вероятностью $1 - p_2$ на n_2 частиц, но вес частиц в обоих случаях определяется выражением $W_2/(I_2/I_1)$ [3].

В случае, когда $I_2/I_1 < 1$ частица «убивается» с вероятностью $p_2 = 1 - I_2/I_1$ или следует дальше с вероятностью $p_2 = I_2/I_1$ и весом $W_2/(I_2/I_1)$ (рис. 1).

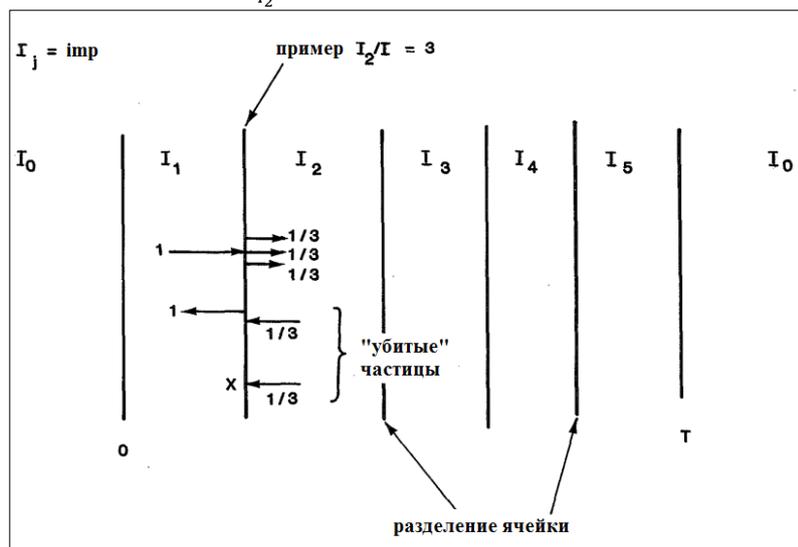


Рисунок 1 – Пример разделения частиц в методе Russian Roulette [3]

Таким образом, можно разделить сплошную стену из бетона на слои определенной толщины и затем применять метод Russian Roulette.

Применение Russian Roulette в MCNP

Толщину слоев на которые следует разделить защиту можно установить, если известен закон ослабления нейтронного излучения в материале защиты. Закон ослабления излучения пластиной толщиной d для параллельного пучка частиц можно записать в виде:

$$G = G_0 \exp(-d/L),$$

где, G и G_0 – характеристики поля излучения после и до прохождения пластины соответственно, d – толщина слоя, через который прошло излучение, L – длина релаксации, т. е. длина на которой излучение ослабнет в e раз [4].

В данном случае, знание длины релаксации для данного типа бетона и средней энергии $^{238}\text{Pu} - \text{Ve}$ источника не достаточно для определения толщины слоев, на которые следует разделить защиту из бетона, из-за значительной составляющей рассеянного в помещении нейтронного излучения. Для определения ослабления потока нейтронов в защите были размещены поверхностные детек-

торы F1 (поток через поверхность). По плотности потока на различной глубине в защите можно судить о характере ослабления потока нейтронов для данной геометрии (рис. 2).

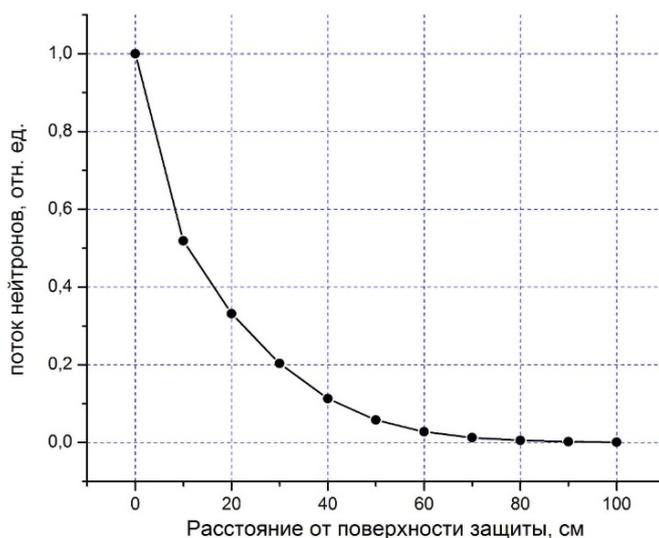


Рисунок 2 – Зависимость потока нейтронов в защите от расстояния до поверхности, нормированная к значению потока на поверхности защиты

Из графика видно, что поток нейтронов затухает по экспоненциальному закону и через каждые 10 см уменьшается примерно наполовину. Параметр imp , исходя из проведенного анализа, необходимо увеличивать в 2 раза через каждые 10 см. Таким образом, можно разделить защиту на слои толщиной 10 см и для каждого последующего слоя увеличивать параметр imp в 2 раза.

Для оценки эффективности работы метода расчет производился при равном числе историй $nps = 1 \cdot 10^7$. В результате при обычном расчете дисперсия составила $\sigma_1 = 0,2169$ и с использованием метода $\sigma_2 = 0,0057$.

По результатам расчетов при равном количестве историй можно удостовериться, что преимущества метода очевидны. Однако, необходимо также сравнить результаты по затратам компьютерного (процессорного) времени. Для расчетов $nps = 1 \cdot 10^7$ историй без применения метода было затрачено $ctm_1 = 22,46$ мин., во втором же случае компьютерное время составило $ctm_2 = 206,57$ мин. Таким образом, задача с Russian Roulette оказалась более трудоемкой для решения. Виной этому служит значительно выросшая суммарная популяция нейтронов, за каждым из которых приходится следить.

Для расчета с одинаковым компьютерным временем $ctm_1 = 206,57$ дисперсия обычного расчета составила $\sigma_1 = 0,0267$ и с использованием метода $\sigma_2 = 0,0057$. Можно оценить необходимое время для достижения той же дисперсии при обычном расчете. Исходя из того, что:

$$\frac{\sigma_1}{\sigma_2} \sim \sqrt{\frac{ctm_2}{ctm_1}},$$

получается, что для разрешения задачи с той же погрешностью необходимо времени $ctm_2 = 5067$ мин. Это примерно в 25 раз больше, чем было затрачено с применением метода.

К таким же результатам можно прийти, если сравнить параметр FOM для обоих решений. В случае с расчетом с Russian Roulette параметр $FOM_2 = 150$, а при обычном расчете $FOM_1 = 6,3$.

Монте-Карло модель помещения установки поверочной нейтронного излучения УПН-АТ140

Для оценки защитных свойств помещения необходимо получить значения мощности амбиентного эквивалента дозы потока нейтронов и γ -излучения за стенами помещения и непосредственно у входа. Помещение имеет размеры $12 \times 6 \times 3$ м, толщина боковых стен – 100 см, передней стены – 110 см, потолка – 150 см. Для прохода персонала в помещение построен лабиринт шириной 70 см. Источник располагается на высоте 150 см в коллиматоре установки. Материалом стен является бетон с плотностью $2,3 \text{ г/см}^3$.

Была разработана Монте-Карло модель помещения с размещенным внутри него коллиматором установки УПН-АТ140 и ^{238}Pu – Be -источников быстрых нейтронов. Бетон был описан в MCNP – модели (версия 4b) со следующими массовыми долями химических элементов: водород – 0,01, углерод – 0,001, кислород – 0,529, алюминий – 0,016, кремний – 0,337, натрий – 0,026, магний – 0,002, ка-

лий – 0,013, железо – 0,014, кальций – 0,044. Для измерения мощности амбиентного эквивалента дозы (γ -излучения и нейтронного излучения) применялся точечный детектор с соответствующими для данного типа излучения коэффициентами перехода от потока к мощности дозы [2]. Точечные детекторы были размещены в местах, представляющих наибольший интерес с точки зрения защиты (рис. 3).

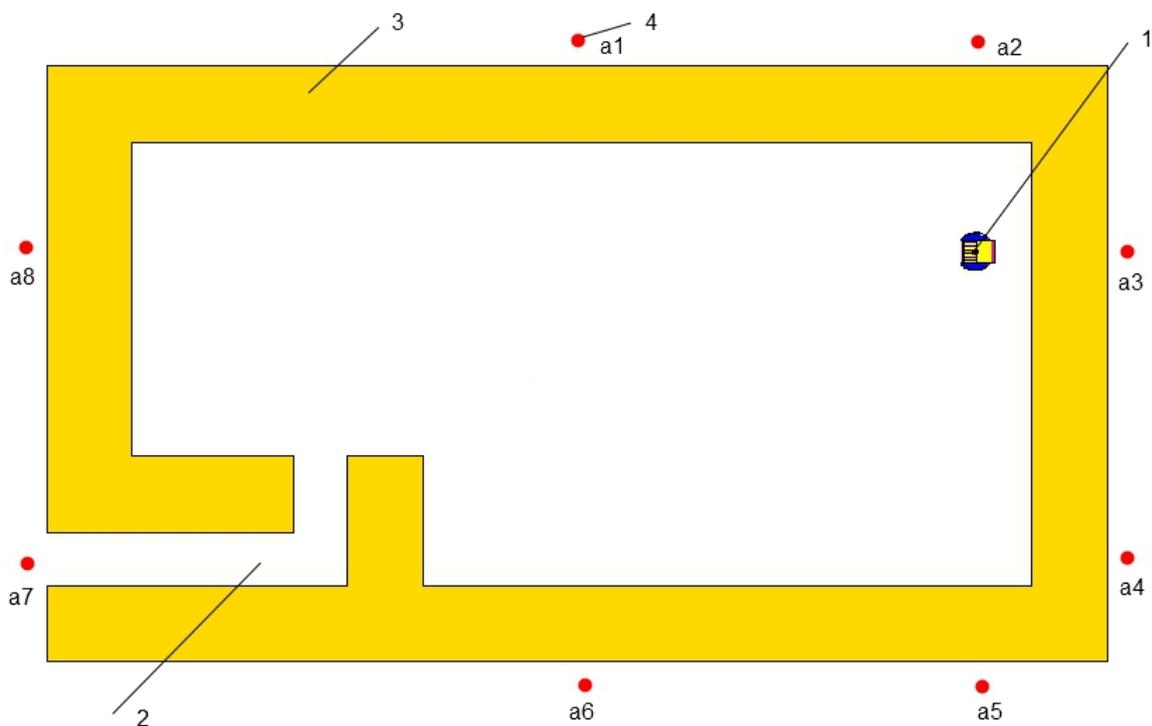


Рисунок 3 – Монте-Карло модель помещения: 1– коллиматор установки УПН-АТ140, 2– лабиринт, 3– бетонные стены, 4 – точки измерения мощности амбиентного эквивалента дозы

На практике в установке поверочной нейтронного излучения УПН-АТ140 применяется несколько типов $^{238}\text{Pu} - \text{Be}$ источников нейтронов ИБН-8 с различными выходами нейтронов. Для расчета мощности амбиентного эквивалента дозы был выбран самый мощный источник ИБН-8-6 с выходом нейтронов $1,91 \cdot 10^7$ нейтр./с. Из работы [5] был взят энергетический спектр для $^{238}\text{Pu} - \text{Be}$ -источника, оцифрован и обработан для применения в MCNP. При расчете мощности амбиентного эквивалента дозы для γ -излучения учитывалось захватное излучение и γ -излучение, сопутствующее реакции α -частиц на ядрах бериллия. При этой реакции на один нейтрон испускается 0,8 фотонов с энергией 4,42 МэВ [6, 7]. Рентгеновское и β -излучение при распаде ^{238}Pu не учитывалось (табл. 1).

Таблица 1

Мощность амбиентного эквивалента дозы для нейтронного и для фотонного излучения

№ точки	Открытая геометрия		Геометрия коллиматора	
	Нейтроны, $\text{H}^*(10)$, нЗв/ч	Фотоны, $\text{H}^*(10)$, нЗв/ч	Нейтроны, $\text{H}^*(10)$, нЗв/ч	Фотоны, $\text{H}^*(10)$, нЗв/ч
A1	11,6	0,47	2,87	0,11
A2	28,9	5,6	4,77	1,07
A3	47,8	12,1	6,41	1,89
A4	6,4	0,55	1,15	0,08
A5	9,22	1,5	2,1	0,26
A6	6,07	0,7	1,57	0,15
A7	6,45	0,76	2,55	0,25
A8	1,22	0,22	0,92	0,07

Из расчетных данных следует, что использование установок с коллимированной геометрией облегчает создание условий соблюдения норм радиационной безопасности из-за ослабления нейтронного излучения коллиматором, в котором размещается нейтронный источник. В данном случае мощность амбиентного эквивалента дозы за стенами помещения меньше предельно допустимой годовой дозы более, чем в 1000 раз.

Для расчета мощности амбиентного эквивалента дозы фотонного излучения применялись те же приемы снижения дисперсии, что и для нейтронного.

Выводы

При помощи моделирования методами Монте-Карло были рассчитаны мощности амбиентного эквивалента дозы для нейтронного и для γ -излучения во всех значимых точках за стенами помещения. Для получения результатов за толстой защитой применялись нетривиальные специальные методы в MCNP (Variance Reduction Technique).

Использование установок с коллимированной геометрией облегчает создание условий соблюдения норм радиационной безопасности из-за ослабления нейтронного излучения коллиматором, в котором размещается нейтронный источник.

Список литературы

1. Азаров, В. А. Определение параметров биологической защиты контейнера для долговременного хранения ампульных нейтронных источников/ В. А. Азаров, М. Е. Силаев// Известия Томского политехнического университета. – 2004. – №5(307). – С. 84–89.
2. Briesmeister, J. F. MCNP-A General Monte Carlo N-Particle Transport Code, Version 4B. LA-12625-M. изд. Los Alamos: Ed. Los Alamos National Laboratory. – 1997. – 736 p.
3. Thomas, E. Booth Monte Carlo Variance Comparison for Expected Value Versus Sampled Splitting // Nuclear Science and Engineering. – 1985. – № 89. – С. 305–309.
4. Машкович, В. П., Кудрявцева, А. В. Защита от ионизирующих излучений: справочник. – 4-е изд. – М.: Энергоатомиздат, 1995.
5. Geiger, K. W., I. Van der Zwan Radioactive neutron source spectra from ${}^9\text{Be}(\alpha, n)$ cross section data // Nuclear Instruments and Methods. – 1975. – № 131. – С. 315–321.
6. Крамер-Агеев, Е. А., Протасов, В. П. Экспериментальные методы нейтронных исследований: учеб. пособие для вузов. – М.: Энергоатомиздат, 1990. – 376 с.
7. Источники альфа-, бета-, гамма- и нейтронного излучения // Каталог продукции ФГУП “Маяк”, 2010. – С. 37–40.

D. I. Komar

CALCULATED RADIATION PROTECTION USING MONTE -CARLO METHODS

Considered several features and problems with designing protection of facilities. Considered using Monte-Carlo methods simulation to calculate properties of protection during facility planning.