

ЯДЕРНАЯ, РАДИАЦИОННАЯ И
ЭКОЛОГИЧЕСКАЯ БЕЗОПАСНОСТЬ
NUCLEAR, RADIATION AND
ENVIRONMENTAL SAFETY

<https://doi.org/10.26583/gns-2026-03-02>

УДК 539.125.5.08: 621.039.58

EDN DGHTWN

Оригинальная статья / Original paper



**Подход к оценке флюенса нейтронного излучения в воздухе при
возникновении самоподдерживающейся цепной ядерной реакции деления
в водных растворах ядерных делящихся материалов**

Д.А. Припачкин , И.Д. Садофьев

Национальный исследовательский ядерный университет «МИФИ», Москва, Российская Федерация

✉ IDSadofev@mephi.ru

Резюме. Для определения возможных дозовых последствий аварии с возникновением критичности (СЦР) предложен подход к оценке флюенса нейтронного излучения в воздухе рабочей зоны при спонтанном возникновении самоподдерживающейся цепной ядерной реакции деления в водном растворе урана, который может быть распространен и на другие ядерные делящиеся материалы в водных растворах. Для расчета функции модельного источника разработана итерационная методика расчета с использованием программного пакета GEANT4, реализующего метод Монте-Карло, для моделирования переноса нейтронов в пределах источника. На основе результатов моделирования полей нейтронного излучения методом Монте-Карло показано, что на расстояниях от источника нейтронов, больших 100 м, спектр нейтронов меняется незначительно, что позволяет считать эффективные, то есть усредненные по спектру нейтронов константы взаимодействия с воздухом на этих расстояниях приближенно неизменными, вследствие чего может быть предложена аппроксимация зависимости флюенса нейтронного излучения в воздухе рабочей зоны от расстояния до модельного источника нейтронов. Предложенная оценка флюенса нейтронного излучения может использоваться для прогнозирования радиационной обстановки в случаях СЦР в производственных помещениях при работах с водными растворами диоксида урана или других ядерных делящихся материалов. В дальнейшем планируется расширить область применимости рассмотренного в статье подхода на другие условия возникновения нейтронного излучения на предприятиях ЯТЦ и оценку доз нейтронного облучения персонала.

Ключевые слова: ядерный топливный цикл, ядерная безопасность, радиационная безопасность, СЦР, метод Монте-Карло, GEANT4

Для цитирования: Припачкин Д.А., Садофьев И.Д. Подход к оценке флюенса нейтронного излучения в воздухе при возникновении самоподдерживающейся цепной ядерной реакции деления в водных растворах ядерных делящихся материалов. *Глобальная ядерная безопасность*. 2026;16(3):17-26. <https://doi.org/10.26583/gns-2026-03-02>

For citation: Pripachkin D.A., Sadofev I.D. An approach to assessing the neutron radiation fluence in the infinite air environment during the occurrence of a self-sustaining nuclear fission chain reaction in aqueous solutions of nuclear fissile materials. *Nuclear Safety*. 2026;16(3):17-26. (In Russ.). <https://doi.org/10.26583/gns-2026-03-02>

**An approach to assessing the neutron radiation fluence in the infinite air environment during
the occurrence of a self-sustaining nuclear fission chain reaction in aqueous solutions
of nuclear fissile materials**

Dmitry A. Pripachkin , Ilia D. Sadofev

National Research Nuclear University MEPhI, Moscow, Russian Federation

✉ IDSadofev@mephi.ru

Abstract. To determine the potential dose consequences of a criticality accident (self-sustaining chain reaction), an approach to assessing the neutron radiation fluence in the air of the work area during the spontaneous onset of a self-sustaining nuclear fission chain reaction in an aqueous uranium solution is proposed. This approach can be extended to

other nuclear fissile materials in aqueous solutions. To calculate the model source function, an iterative calculation method is developed using the GEANT4 software package, which implements the Monte Carlo method to simulate neutron transport within the source. Based on the results of Monte Carlo modeling of neutron radiation fields, it is shown that at distances from the neutron source greater than 100 m, the neutron spectrum changes insignificantly. This allows the effective interaction constants with air at these distances, averaged over the neutron spectrum, to be considered approximately constant. Consequently, an approximation can be proposed for the dependence of the neutron radiation fluence in the air of the work area on the distance to the model neutron source. The proposed neutron radiation fluence assessment can be used to predict the radiation environment in the event of a self-sustaining chain reaction in industrial facilities handling aqueous solutions of uranium dioxide or other fissile nuclear materials. In the future, it is planned to expand the applicability of the approach discussed in this article to other conditions under which neutron radiation occurs at nuclear fuel cycle facilities and to assess neutron exposure doses to personnel.

Keywords: nuclear fuel cycle, nuclear safety, radiation safety, SCR, Monte Carlo method, GEANT4

Введение

В ядерном топливном цикле на этапе производства ядерного топлива используются технологии, в которые включены переделы ядерных делящихся материалов (ЯДМ) в виде урановой руды, порошка диоксида урана, водных растворов, газа гексафторида урана или готовых твэлов. На этом этапе ЯДМ представляют собой изотопы урана и плутония в составе МОХ-топлива (смешанное оксидное уран-плутониевое топливо) и СНУП-топлива (смешанное нитридное уран-плутониевое топливо) для будущих реакторов четвертого поколения [1, с. 18-20], а также высокообогащенного топлива для исследовательских реакторов импульсного типа [2, с. 1-2]. Одной из возможных аварий, представляющих серьезную ядерную опасность для персонала в производственных условиях, является спонтанное возникновение самоподдерживающейся цепной реакции деления (СЦР). Различные элементы производственной системы на предприятиях ЯТЦ, связанные с использованием, переработкой, хранением или транспортировкой ЯДМ, могут стать источником СЦР вследствие достижения ими критичности. Возникающий в такой ситуации источник деления опасен в первую очередь высокой дозой нагрузки на персонал, создаваемой смешанным гамма-нейтронным облучением [3, с. 1]. Согласно отчету Лос-Аламосской национальной лаборатории, 21 из 22 произошедших до 2000 года аварий с критичностью произошли с емкостями, содержащими водный раствор ЯДМ вследствие их неблагоприятной геометрии [3, с. 3-4], при этом ни одной аварии не произошло с порошка-

ми, при транспортировке или хранении делящегося материала. Можно сделать вывод, что в производственных условиях инциденты чаще всего происходили с делящимся материалом в растворе или суспензии. Наиболее показательной стала авария 1999 года на заводе по производству ядерного топлива в г. Токаймура, Япония [3, с. 70-75]. Данный инцидент стал следствием нарушения принятых на тот момент в отрасли правил ядерной безопасности при переработке ЯДМ для ускорения процесса производства и увеличения концентрации ЯДМ в растворе без уведомления персонала и изменения процедуры переработки, обосновав необходимость более тщательного контроля за операциями с ЯДМ и обучения персонала, а также комплексных предварительных оценок последствий возможных аварий.

Предприятия ЯТЦ, где производятся работы с делящимися материалами, обладают надежной системой ядерной и радиационной безопасности, основанной на доказавших свою эффективность методиках¹. Тем не менее, модернизация этих методик способствует совершенствованию охраны жизни и здоровья людей, и потому ее возможность должна быть всесторонне проанализирована. Существует возможность разработки экспресс-метода локализации источника СЦР и расчета доз облучения персонала на основе решения задачи восстановления положения и мощности источника СЦР с последующим построением пространственного распреде-

¹ Neutron Monitoring for Radiation Protection. Safety Reports Series. No. 115. International Atomic Energy Agency (IAEA). Vienna, 2023.

ления мощности дозы облучения и интегральной дозы. Для определения возможных дозовых последствий аварии с возникновением СЦР подобным экспресс-методом необходимо оценить характеристики радиационных полей, создаваемых установками с ЯДМ во время аварии. Для оценки доз облучения при известном спектральном распределении нейтронов может быть использован их флюенс в совокупности с коэффициентами доза-флюенс, предложенных в публикации 116 МКРЗ². Целью данной статьи является разработка подхода к оценке флюенса нейтронного излучения, создаваемого модельным источником нейтронов на основе установки с раствором ЯДМ и выполнение такой оценки в воздухе рабочей зоны при спонтанном возникновении самоподдерживающейся цепной реакции деления в водных растворах ядерных делящихся материалов.

Инструменты и методы

Инструменты, реализующие численные методы для моделирования СЦР, можно разделить по типу решаемой задачи: анализ критичности системы, в большинстве случаев используемый для обоснования ядерной безопасности исследуемого объекта, и моделирование переноса излучения в среде для расчета оптимального местоположения блоков детектирования и возможных доз облучения персонала. В свою очередь, моделирование переноса излучения может производиться как детерминистскими методами, так и стохастическими. В настоящее время широко используемыми кодами для моделирования переноса нейтронного излучения и его продуктов являются программные пакеты MCNP6³ и GEANT4⁴. MCNP6 считается более надежным, поскольку был многократно и тщательно протестирован. Он аттестован как средство моделирования во многих странах мира, однако его популярность

ограничена платным распространением. С другой стороны, применение GEANT4 в качестве инструмента для расчета нейтронно-физических процессов требует тщательного анализа соответствующих фрагментов кода и тестирования с использованием экспериментальных данных, что было сделано авторами статьи [4, с. 1-2]. В свою очередь, авторы статьи [5] обнаружили, что Geant4 не имеет надлежащих зависимостей сечений деления, а во время реакции не производятся продукты деления. Для повышения точности исследований в задачах, связанных с делящимися материалами, они модифицировали программный пакет для восполнения этих пробелов и добавления новых возможностей. В частности, они интегрировали в пакет актуальные модели деления ядер нейтронами и гамма-квантами в предположении, что результат деления не зависит от типа иницилирующей частицы [5, с. 5-8]. Авторы демонстрируют хорошее соответствие результатов моделирования с помощью модифицированного пакета и экспериментальных данных.

Для моделирования источника нейтронов и переноса нейтронов в воздушной среде в данной работе был использован программный пакет GEANT4 (версия 11.3), поскольку он является открытым и не уступает MCNP в разнообразии физических моделей и полноте библиотек свойств материалов.

В свою очередь, непосредственно в ходе моделирования использовался встроенный физический лист QGSP_BERT_HP. Модели данного физического листа используют сечения взаимодействий нейтронов из библиотек JEFF-3.3 и ENDF/B-VII.1, сечения взаимодействий протонов из библиотеки TENDL-2014, сечения взаимодействий электронов и позитронов из библиотеки EEDL и сечения взаимодействий фотонов библиотеки EPDL97⁵. В адронную часть этого листа входят упругие и неупругие взаимодействия адронов, а также процессы захвата. Электромагнитные процессы включают в себя упругие и неупругие взаимодействия фото-

² ICRP, 2010. Conversion Coefficients for Radiological Protection Quantities for External Radiation Exposures. ICRP Publication 116. Ann. ICRP 40(2-5).

³ MCNP® Website. 2025. URL: <https://mcnp.lanl.gov/> (дата обращения: 28.05.2026).

⁴ Geant4 : [сайт]. CERN, 2010–2026. URL: <https://geant4.web.cern.ch/> (дата обращения: 10.06.2026).

⁵ Credit/Citations for Data Files distributed with Geant4-Geant4. CERN, 2010-2026. URL: https://geant4.web.cern.ch/download/data_files_citations (дата обращения: 10.06.2026).

нов и лептонов. Каждый процесс строится на основе набора сечений и моделей взаимодействия⁶.

В общем случае утечка нейтронов $N_{ут}$ через внешнюю границу источника Γ определяется поверхностным интегралом проекции плотности тока нейтронов на внешнюю нормаль, выражение (1):

$$N_{ут} = \int_{\Gamma} \int_0^{E_{max}} \int_{4\pi} \vec{n}(\vec{r}_s) \vec{\Omega} \varphi(\vec{r}_s, E, \vec{\Omega}) d\Omega dE d\vec{r}_s, \quad (1)$$

где $\vec{n}(\vec{r}_s)$ – единичный внешний вектор нормали внешней границы в точке $\vec{r}_s$, $\vec{\Omega}$ – единичный вектор направления излучения; $\varphi(\vec{r}_s, E, \vec{\Omega})$ – энергоугловое распределение плотности потока нейтронов в точке фазового пространства $(\vec{r}_s, E, \vec{\Omega})$. Корректный расчет величины утечки обеспечивает оценку пространственного распределения флюенса нейтронного излучения при установленном числе делений в источнике.

Утечка нейтронов через внешнюю границу и отражение нейтронов от сред, граничащих с делящимся материалом, приводит к неравномерному распределению плотности делений в его объеме. Для нахождения пространственного распределения плотности делений $\psi_f(\vec{r})$, которое, в свою очередь, определяет функцию $\varphi(\vec{r}_s, E, \vec{\Omega})$, необходимо решить однородное уравнение переноса нейтронов в среде с делящимся материалом. Геометрия данной задачи включает не только делящееся вещество и замедлитель в смеси с ним, но также и материалы окружающей среды, существенно влияющие на поле нейтронов в делящемся веществе за счет их замедления и отражения. Для получения $\psi_f(\vec{r})$ была применена следующая итерационная методика, основанная на использовании метода Монте-Карло:

1. Начальное распределение плотности делений $\psi_f^{(0)}(\vec{r})$ полагается равномерным

и принимается в качестве плотности делений текущего поколения нейтронов.

2. В соответствии с текущим распределением $\psi_f^{(k)}(\vec{r})$ разыгрывается случайная точка рождения нейтрона деления $\vec{r}_\xi$.

3. Разыгрывается случайная энергия нейтрона деления E_ξ с использованием формулы Уатта (2) [6, с. 4]:

$$f(E, a, b) = C e^{-aE} sh(\sqrt{bE}), \quad (2)$$

в которой параметры C, a, b зависят от делящегося радионуклида. Для ^{235}U в данной работе используются значения $C = 1$, $a = 2,29$, $b = 1,036$, указанные в [7, с. 81].

4. Выполняется моделирование переноса нейтронов, при этом история нейтрона обрывается при поглощении нейтрона или его утечке через внешнюю границу источника. При этом среднее количество вторичных нейтронов, которые образуются при делении $\nu(E)$, накапливалось для подсчета среднего количества вторичных нейтронов следующего, $(k+1)$ -го поколения на 1 рожденный нейтрон деления в предыдущем поколении.

5. Сравниваются результаты расчетов плотности делений в двух последовательных поколениях. Если они отличаются более, чем на 5%, то есть:

$$\frac{\|\psi_f^{(k)} - \psi_f^{(k+1)}\|}{\|\psi_f^{(k)}\|} > 0,05, \text{ шаги 2-5 повторяются;}$$

6. Процесс останавливается при получении статистически достоверного результата определения плотности делений

$$\psi_f^{(k+1)}(\vec{r}): \frac{\|\psi_f^{(k)} - \psi_f^{(k+1)}\|}{\|\psi_f^{(k)}\|} \leq 0,05.$$

Общая блок-схема предложенной методики приведена на рисунке 1. Удовлетворительная точность результатов (статистическая неопределенность не более 10%) для спектральных и угловых распределений достигалась за время расчета в течение 30 минут.

⁶ QGSP_BERT – PhysicsListGuide 11.4 documentation. CERN, 2010-2026. URL: https://geant4-userdoc.web.cern.ch/UsersGuides/PhysicsListGuide/html/reference_PL/QGSP_BERT.html (дата обращения: 10.06.2026).

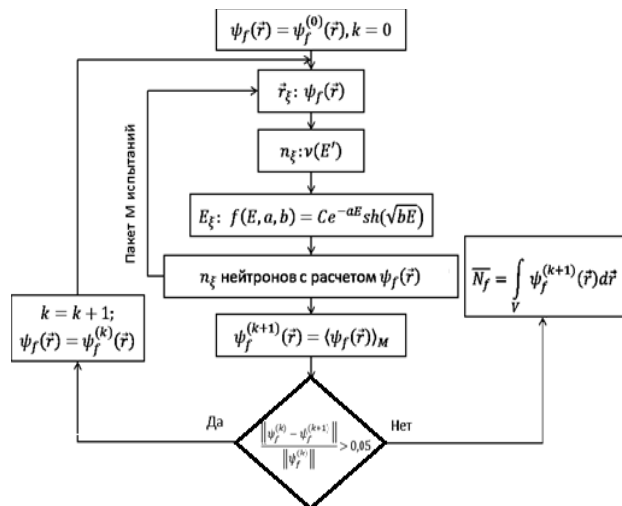


Рисунок 1. Общая схема методики для расчета распределения плотности делений в растворе ЯДМ
Figure 1. General scheme of the method for calculating the distribution of fission density in a nuclear fissile material solution

В качестве примера использования представленной методики выбран модельный источник нейтронов, представляющий собой цилиндр, заполненный водой, с диаметром 65 см. В нем находится 57,9 кг диоксида урана со степенью обогащения 6.5 % по ^{235}U (рис. 2) в виде осадка высотой 30 см. Концентрация диоксида урана в осадке составляет 581,6 г/л. Над осадком расположен слой воды объемом 60 л, а сам цилиндр располагается на бетонном полу толщиной 1 м. Более подробно данный источник нейтронов описан в работе [3, с. 45-48].

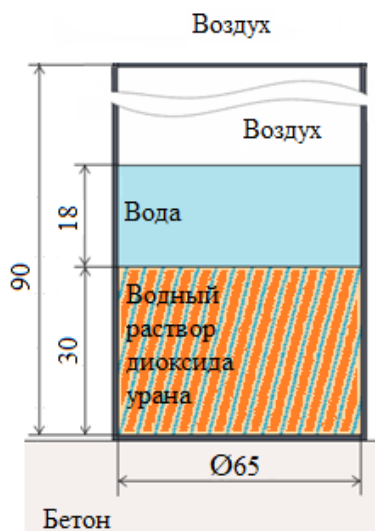


Рисунок 2. Описание источника нейтронного излучения
Figure 2. Description of the neutron radiation source

При моделировании воздушная среда вокруг источника и бетонный пол под ним ограничивались кубом размерами 5х5х5 м, источник располагался в центре данного куба. Нейтроны, на очередном шаге моделирования вылетевшие за пределы данной области, переставали участвовать в моделировании. Начальное распределение плотности делений в источнике принималось равномерным по объему осадка, а для последующих этапов моделирования определялось по описанной выше методике.

Анализ результатов

На рисунке 3 приведено сравнение спектра нейтронов деления и спектра нейтронов утечки для исследуемого источника. Здесь спектр деления описывается формулой Уатта (2), а спектр нейтронов утечки получен с помощью моделирования в GEANT4 с полученной плотностью деления $\psi_f(\vec{r})$ в качестве функции источника.

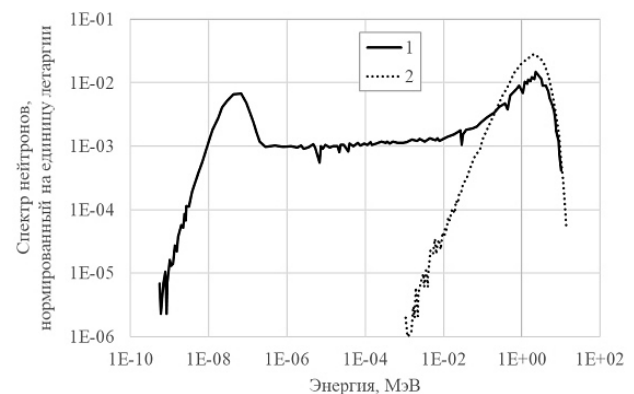


Рисунок 3. Спектры нейтронов утечки (1) и начального спектра деления (2), нормированные на единицу летаргии

Figure 3. Spectra of leakage neutrons (1) and initial fission spectrum (2), normalized per unit of lethargy

Как видно из рисунка 3, спектр нейтронов утечки существенно отличается от спектра деления, это связано с замедлением нейтронов в воде и самом делящемся материале. В объеме источника спектр определяется в основном замедленными нейтронами с характерным максвелловским распределением в тепловой области.

Полученный с помощью моделирования спектр нейтронов утечки (см. рис. 3) можно аппроксимировать функцией $f(E)$, которая нормирована на один нейтрон деления

и представляет собой линейную комбинацию трех нормированных функций $f_i(E)$ и взвешивающих коэффициентов C_i в интервале от 0,4 эВ до 4 МэВ, выражение (3):

$$f(E) = C_1 f_1(E) + C_2 f_2(E) + C_3 f_3(E). \quad (3)$$

Каждая из функций $f_i(E)$ задана на своем интервале (E_{i1}, E_{i2}) . Взвешивающие коэффициенты C_i положительны, а их сумма нормирована на единицу.

Таблица 1. Параметры математической модели спектра нейтронов утечки (3)

Table 1. Parameters of the mathematical model of the leakage neutron spectrum (3)

Функция	E_{i1} , МэВ	E_{i2} , МэВ	C_i	A_i , МэВ	a_i	b_i	g_i
$f_1(E)$	$4,0 \cdot 10^{-7}$	1,2	0,392	0,086187	0,9638	-	-
$f_2(E)$	$1,0 \cdot 10^{-4}$	14,0	0,550	0,33425	1,10	2,35	-
$f_3(E)$	$2,0 \cdot 10^{-3}$	4,0	0,058	3,5228	0,3	$2,0 \cdot 10^{-6}$	3,3

Как видно из таблицы 1, более половины нейтронов утечки, вылетающих из рассмотренного источника (см. рис. 2), относятся к спектру деления, а вклад переходной области спектра составляет меньше 6%. На рисунке 4 приведено сравнение результатов моделирования, полученных методом Монте-Карло и по модели (3) для трех областей спектра нейтронов утечки.

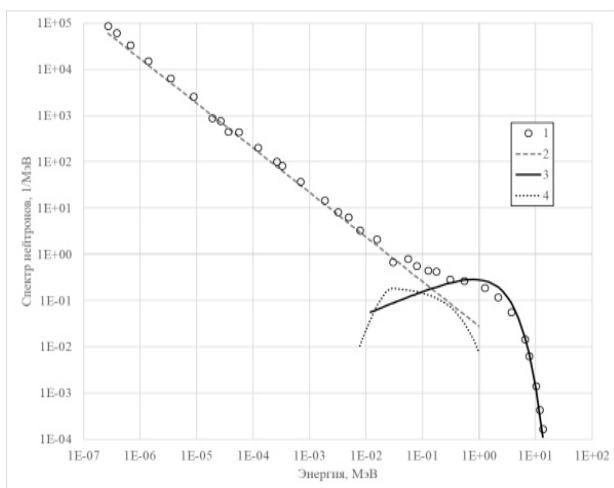


Рисунок 4. Спектр нейтронов утечки. Результаты моделирования (1) и аппроксимации областей спектра: спектр замедления (2), деления (3), переходная область (4)

Figure 4. Leakage neutron spectrum. Results of modeling (1) and approximation of spectral regions: moderation spectrum (2), fission (3), transition region (4)

Для определения возможных дозовых последствий аварии методом Монте-Карло с использованием пакета GEANT4 были

Функция $f_1(E) = A_1 E^{a_1}$ моделирует спектр замедления, $f_2(E) = A_2 e^{-\frac{E}{a_2} \text{sh}(\sqrt{b_2 E})}$ описывает спектр деления. Наконец, функция переходного спектра $f_3(E) = A_3 \left[1 - \exp\left(-\frac{E^{g_3}}{b_3}\right) \right] \exp\left(-\frac{E}{a_3}\right)$ описывает область между спектрами деления и замедления. Параметры математической модели (3) приведены в таблице 1.

получены оценки спектров нейтронов в бесконечной воздушной среде. Нейтроны моделировались вылетающими изотропно из точечного источника, а их начальная энергия разыгрывалась по модели (3).

Для оценки зависимости флюенса нейтронов от расстояния до источника нейтронов были проанализированы спектральные распределения плотности потока нейтронов в расчете на один нейтрон источника на разных расстояниях от него. Нормированные таким образом спектры нейтронов $\phi(R, E)$ представлены на рисунке 5 для расстояний от 10 до 150 м от источника.

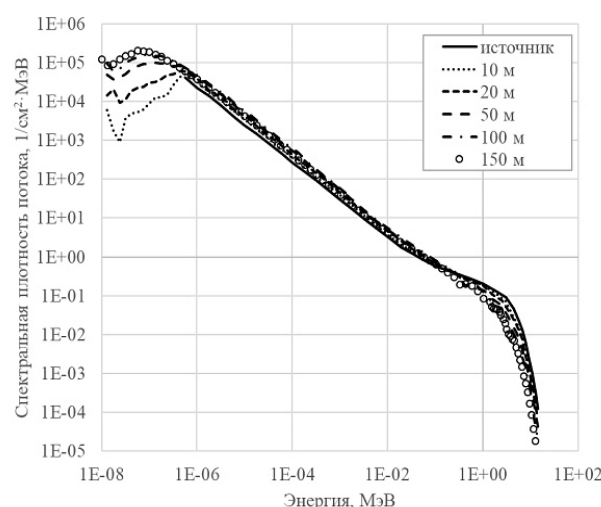


Рисунок 5. Изменение формы спектра нейтронов в бесконечной воздушной среде на различных расстояниях от источника нейтронов

Figure 5. Change in the shape of the neutron spectrum in an infinite air medium at different distances from the neutron source

Нормирование дает возможность оценивать изменение самой формы спектра. Также на рисунке 5 представлен спектр нейтронов утечки, который используется как исходный спектр точечного источника нейтронов.

Из рисунка 5 следует, что, как и исходный спектр источника, спектры нейтронов в бесконечной воздушной среде представлены тремя компонентами: быстрыми нейтронами с энергией выше 200 кэВ, нейтронами, испытавшим замедление в воздухе (1 эВ – 200 кэВ), тепловыми нейтронами (менее 1 эВ). Вклад быстрых нейтронов монотонно убывает с ростом расстояния за счет их постепенного замедления в воздухе. На расстоянии более 50 м спектр быстрых нейтронов начинает заметно убывать (рис. 6), что обусловлено резонансами в энергетической зависимости сечений ядерных реакций на азоте $^{14}\text{N}(n, p)^{14}\text{C}$ и $^{14}\text{N}(n, \alpha)^{11}\text{B}$.

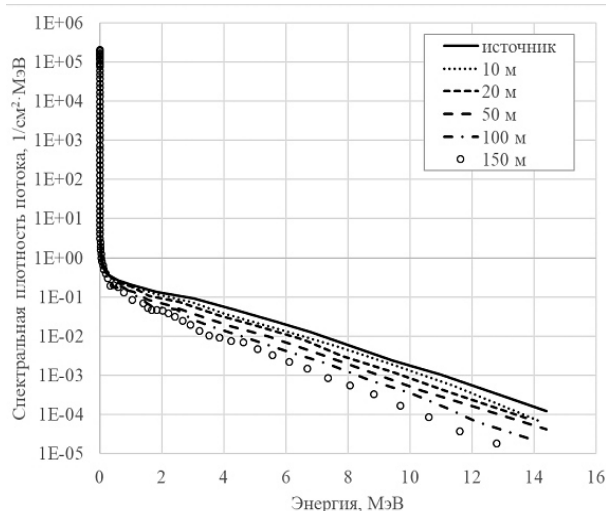


Рисунок 6. Нормированные спектры быстрых нейтронов в бесконечной воздушной среде для различных расстояний от источника нейтронов
Figure 6. Normalized spectra of fast neutrons in infinite air for different distances from the neutron source

Вклад замедленных нейтронов с увеличением расстояния до источника в целом возрастает, сохраняя свою форму с зависимостью $\varphi(R, E) \sim E^{-1}$ (рис. 7). При этом в воздухе имеет место значительное поглощение нейтронов за счет реакции $^{14}\text{N}(n, p)^{14}\text{C}$, что связано с увеличением сечения поглощения в воздухе для нейтронов с энергией ниже 100 эВ. Этот процесс вносит значимый вклад в общее сечение взаимодействия нейтронов.

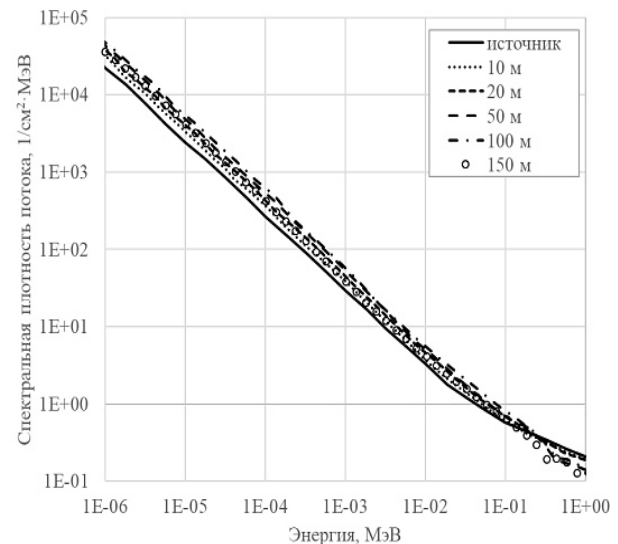


Рисунок 7. Нормированные спектры промежуточных нейтронов в бесконечной воздушной среде для различных расстояний от источника нейтронов
Figure 7. Normalized spectra of intermediate neutrons in infinite air for different distances from the neutron source

Вклад тепловых нейтронов увеличивается с ростом расстояния (рис. 8). При этом даже для наибольших из рассматриваемых расстояний (100-150 м) его вклад в величину интегральной плотности потока не превышает 10%, а на расстояниях до 50 м – не более 7%.

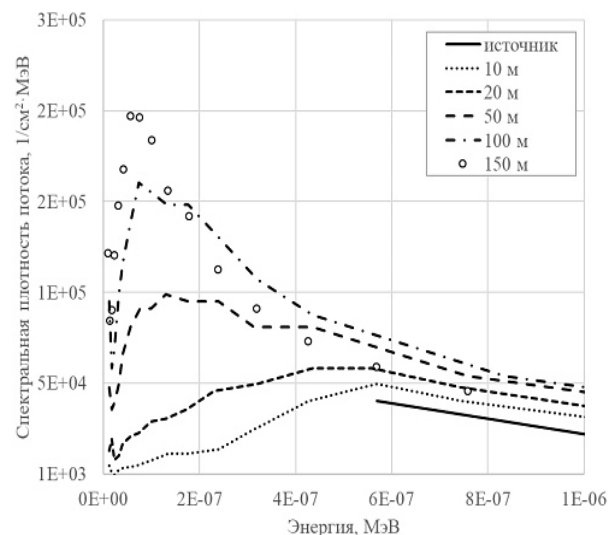


Рисунок 8. Нормированные спектры тепловых нейтронов в бесконечной воздушной среде для различных расстояний от источника нейтронов
Figure 8. Normalized spectra of thermal neutrons in infinite air for different distances from the neutron source

Учитывая слабо меняющуюся форму спектра нейтронов в воздухе на расстояниях от источника нейтронов 100-150 м, можно сделать вывод о том, что основные эффек-

тивные, то есть усредненные по спектру нейтронов, константы взаимодействия с воз-
духом на этих расстояниях можно прибли-
женно считать неизменными. Кроме того,
область резонансов для ядер $^{14}_7\text{N}$ и $^{16}_8\text{O}$
лежит выше 400 кэВ, а ниже этого значения
взаимодействие нейтронов определяется
в основном упругим потенциальным рассея-
нием, имеющим постоянное сечение вплоть
до тепловых энергий.

В приближении односкоростной модели
переноса нейтронов [8, с. 26-27] флюенс как
функция от расстояния между источником
нейтронов и детектором R может быть опи-
сан выражением (4):

$$F(R) = Q_0 \left(\varepsilon(R) \frac{e^{-\Sigma_{eff}R}}{4\pi R^2} + f_0 \frac{e^{-kR}}{R} \right). \quad (4)$$

Здесь Q_0 – полное число делений в источни-
ке; $\varepsilon(R)$, Σ_{eff} , f_0 , k – коэффициенты аппрок-
симации. В выражении (4) первое слагаемое
соответствует переходному решению, кото-
рое на малых расстояниях от точечного ис-
точника нейтронов совпадает с плотностью
потока нерассеянного излучения. Второе
слагаемое в выражении (4) представляет со-
бой асимптотическое решение, полученное
на основе теории диффузии, и определяет
поведение плотности потока на больших
расстояниях от источника. Функция $\varepsilon(R)$
для сильно рассеивающей среды ($\frac{\Sigma_s}{\Sigma_{tot}} \cong 1$)
монотонно убывает с расстоянием. На осно-
ве сопоставления результатов моделирова-
ния и аналитической зависимости (4) были
получены значения коэффициентов аппрок-
симации $\varepsilon(R)$, Σ_{eff} , f_0 , k , используемых
в зависимости (4), они представлены в таб-
лицах 2 и 3.

Таблица 2. Значения коэффициента $\varepsilon(R)$ для расстояний от источника

Table 2. Values of the coefficient $\varepsilon(R)$ for distances from the source

R , м	5	10	15	20	35	50	75	100	150
$\varepsilon(R)$	0,93	0,88	0,83	0,81	0,75	0,72	0,66	0,62	0,55

Таблица 3. Коэффициенты для уран-оксидного источника нейтронов в бесконечной воздушной среде

Table 3. Coefficients for a uranium-oxide neutron source in the infinite air environment

Коэффициент	Σ_{eff} , м $^{-1}$	f_0 , м $^{-1}$	k , м $^{-1}$
Значение	0,014	$4,64 \cdot 10^{-9}$	0,0053

На рисунке 9 представлены результаты
моделирования флюенса нейтронов в возду-
хе от расстояния до источника нейтронов,
образовавшихся при возникновении критич-
ности в водном растворе диоксида урана
(см. рис. 2) и его аналитическая оценка, рас-
считанная по зависимости (4) с учетом ко-
эффициентов аппроксимации (см. табл. 2
и 3). Значение коэффициента достоверности
аппроксимации R^2 превышает 0,95.

Заключение

В данной работе выполнена оценка
флюенса нейтронного излучения модельного
источника нейтронов – емкости с водным
раствором диоксида урана – при спонтанном
возникновении в нем самоподдерживаю-
щейся цепной реакции деления. Для этого
с помощью программного пакета GEANT4,

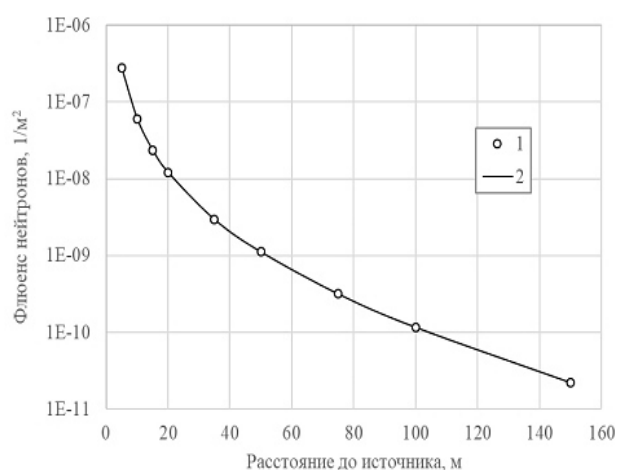


Рисунок 9. Зависимость флюенса нейтронов в возду-
хе от расстояния до источника нейтронов. Моделиро-
вание (1) и аналитическая оценка (2)

Figure 9. Dependence of neutron fluence in air on the
distance to the neutron source. Simulation (1) and
analytical assessment (2)

дополненного итерационной методикой, получена плотность делений в источнике и спектр нейтронов утечки, далее рассчитаны спектры нейтронов на различных расстояниях от источника в бесконечной воздушной среде. Полученные результаты позволили оценить значения коэффициентов аппроксимации для аналитической зависимости флюенса нейтронов источника с замедленным спектром деления в бесконечной воздушной среде в зависимости от расстояния R .

Предложенная оценка флюенса нейтронного излучения может использоваться для прогнозирования радиационной обстановки в случаях СЦР в производственных помещениях при работах с водными растворами диоксида урана или других ядерных делящихся материалов. В дальнейшем планируется расширить область применимости рассмотренного в статье подхода на другие условия возникновения нейтронного излучения на предприятиях ЯТЦ и оценку доз нейтронного облучения персонала.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ / REFERENCES

1. Двухкомпонентная ядерная энергетическая система с тепловыми и быстрыми реакторами в замкнутом ядерном топливном цикле. Под ред. Н.Н. Пономарева-Степного. Москва: Техносфера, 2016. 160 с. Режим доступа: https://elib.biblioatom.ru/text/dvuhkomponentnaya-yadernaya-systema_2016/ (дата обращения: 10.06.2026).
Dvukhkomponentnaya yadernaya energeticheskaya sistema s teplovymi i bystryimi reaktorami v zamknutom yadernom toplivnom tsikle. Pod red. N.N. Ponomareva-Stepnogo. Moskva: Tekhnosfera, 2016. 160 p. (In Russ.). Available at: https://elib.biblioatom.ru/text/dvuhkomponentnaya-yadernaya-systema_2016/ (accessed: 10.06.2026).
2. Hassan A.A., Bulavin M.V., Myktybekov D., Abdalla Ayman M., Ashraf O. A comprehensive review of pulsed research reactors: Focus on Russian periodic fast reactors. Nuclear engineering and design. 2025;433:113810. <https://doi.org/10.1016/j.nucengdes.2024.113810>
3. Обзор ядерных аварий с возникновением СЦР. Отчет Лос-Аламосской национальной лаборатории LA-13638-TR. Маклафлин Т.П., Монахан Ш.П., Прувост Н.Л., Фролов В.В., Рязанов Б.Г., Свиридов В.И. Лос-Аламос: Лос-Аламосская национальная лаборатория, 2003. 210 с. Режим доступа: https://elib.biblioatom.ru/text/obzor-yadernyh-avariy_2003/p1-48/ (дата обращения: 10.06.2026).
Overview of nuclear accidents involving the occurrence of a self-sustaining nuclear chain reaction. Los Alamos National Laboratory Report LA-13638-TR. Maklaflin T.P., Monakhan Sh.P., Pruvost N.L., Frolov V.V., Riazanov B.G., Sviridov V.I. Los Alamos: Los Alamos National Laboratory, 2003. 210 p. (In Russ.). Available at: https://elib.biblioatom.ru/text/obzor-yadernyh-avariy_2003/p1-48/ (accessed: 10.06.2026).
4. Hecht A.A., Blakeley R.E., Martin W.J., Leonard E. Comparison of Geant4 and MCNP6 for use in delayed fission radiation simulation. Annals of nuclear energy. 2014;69:134-138. <https://doi.org/10.1016/j.anucene.2014.02.004>
5. Tan J., Bendahan J. Geant4 modifications for accurate fission simulations. Physics procedia. 2017;90:256-265. <https://doi.org/10.1016/j.phpro.2017.09.005>
6. Watt B.E. Energy Spectrum of Neutrons from Thermal Fission of U235. Physical review. 1952;87(6):1037-1041. <https://doi.org/10.1103/PhysRev.87.1037>
7. Физика деления атомных ядер. Москва: Атомиздат, 1957. 214 с. Режим доступа: https://elib.biblioatom.ru/text/atomnaya-energiya_p_fizika-deleniya-atomnyh-yader_1957/p81/ (дата обращения: 10.06.2026).
Fizika deleniya atomnykh yader. Moskva: Atomizdat, 1957. 214 p. Available at: https://elib.biblioatom.ru/text/atomnaya-energiya_p_fizika-deleniya-atomnyh-yader_1957/p81/ (accessed: 10.06.2026).
8. Кейз К., Цвайфель П. Линейная теория переноса. Пер. с англ. М.Г. Кузьминой; под ред. М. В. Масленникова. Москва: Мир; 1972. 384 с. Режим доступа: <https://klex.ru/1dbp?ysclid=msr9t96shh986907186> (дата обращения: 15.05.2026).
Kejz K., Tsvajfel' P. Linejnaya teoriya perenos. Per. s angl. M.G. Kuz'minoj; pod red. M.V. Maslennikova. Moskva: Mir, 1972. 384 p. (In Russ.). Available at: <https://klex.ru/1dbp?ysclid=msr9t96shh986907186> (accessed: 10.06.2026).

ВКЛАД АВТОРОВ:

Припачкин Д.А. – подготовка введения к работе, интерпретация результатов, формулировка выводов, редактирование и подготовка окончательной версии рукописи;
Садофьев И.Д. – разработка итерационной методики для расчета плотности делений в источнике, выполнение расчетов (моделирование переноса излучения

AUTHORS' CONTRIBUTION:

Pripachkin D.A. – preparation of the introduction to the work, interpretation of the results, formulation of the conclusions, editing and preparation of the final version of the manuscript;
Sadofev I.D. – development of the iterative method for calculating the fissions density in the source, calculations (radiative transfer modeling in the GEANT4 software

в программном пакете GEANT4, дополненное итерационной методикой), подготовка таблиц и результатов.

ИСТОЧНИКИ ФИНАНСИРОВАНИЯ:

Авторы заявляют об отсутствии внешнего финансирования

КОНФЛИКТ ИНТЕРЕСОВ:

Авторы заявляют об отсутствии конфликта интересов.

ИНФОРМАЦИЯ ОБ АВТОРАХ:

Дмитрий Александрович Припачкин, доктор физико-математических наук, заведующий кафедрой радиационной физики и безопасности атомных технологий (№1), Национальный исследовательский ядерный университет МИФИ, г. Москва, Российская Федерация.

<https://orcid.org/0000-0002-3412-6475>

Илья Дмитриевич Садофьев, инженер 2 категории, кафедра радиационной физики и безопасности атомных технологий (№1), Национальный исследовательский ядерный университет МИФИ, г. Москва, Российская Федерация.

<https://orcid.org/0009-0000-6818-7295>

e-mail: IDSadofev@mephi.ru

package, supplemented by the iterative method), preparation of tables and results.

FUNDING:

The authors declare no external funding

CONFLICT OF INTEREST:

The authors declare no conflict of interest.

INFORMATION ABOUT THE AUTHORS:

Dmitry A. Pripachkin, Doc. Sci. (Eng.), Head of Department, Department of Radiation Physics and Nuclear Technologies Safety (No. 1), National Research Nuclear University «MEPhI», Moscow, Russian Federation.

<https://orcid.org/0000-0002-3412-6475>

Ilya D. Sadofev, 2nd Category Engineer, Department of Radiation Physics and Nuclear Technologies Safety (No. 1), National Research Nuclear University «MEPhI», Moscow, Russian Federation.

<https://orcid.org/0009-0000-6818-7295>

e-mail: IDSadofev@mephi.ru

Поступила в редакцию / Received 12.05.2026

После доработки / Revision 17.08.2026

Принята к публикации / Accepted 20.08.2026