

**МОДЕЛЮВАННЯ ДИФУЗІЇ У ЯДЕРНОМУ РЕАКТОРІ З
ВИКОРИСТАННЯМ МЕТОДУ МОНТЕ-КАРЛО
МОДЕЛИРОВАНИЕ ДИФУЗИИ В ЯДЕРНОМ РЕАКТОРЕ С
ИСПОЛЬЗОВАНИЕМ МЕТОДА МОНТЕ-КАРЛО
SIMULATION OF DIFFUSION IN A NUCLEAR REACTOR USING THE
MONTE CARLO METHOD**

Науковий керівник - кафедра атомних електричних станцій; ст. викладач –
Колиханов В. М., магістр – Мисоєдов В. В.

Научный руководитель – кафедра атомных электрических станций; ст.
преподаватель – Колыханов В. Н., магистр – Мисоєдов В. В.

Supervisor - Department of Nuclear Power Plants; Art. teacher - Kolykhanov V. N.,
master - Misoedov V. V.

Анотація: Розглянуто застосування методу Монте-Карло в нейтроно-фізичному розрахунку ядерного реактора ВВЕР-1000 та водно-водяний реактор. Проведено огляд дифузії нейтрона в різних середовищах, вибір випадкової величини для побудови траєкторії нейтрона, програми для розрахунку дифузії нейтрона, побудова 3D траєкторії руху нейтрона, транспорт нейтронів в активній зоні реакторів ВВЕР-1000 та водно-водного з урахуванням решітки твел, порівняння результатів дифузії нейтрона в гексагональній та квадратній решітці твел.

Ключові слова: метод Монте-Карло, гексагональна решітка твел, дифузія нейтрона, побудови траєкторії нейтрона, розрахунок дифузії нейтрона.

Abstract: The application of the Monte Carlo method in the neutron-physical calculation of the WWER-1000 nuclear reactor and the water-water reactor is considered. The review of neutron diffusion in different environments, selection of a random variable for neutron trajectory construction, programs for neutron diffusion calculation, construction of 3D neutron trajectory, neutron transport in the core of WWER-1000 and water-water reactors taking into account the neutrons lattice, comparison of diffusion results in the hexagonal and square lattice of fuel rods.

Keywords: Monte Carlo method, hexagonal lattice of fuel rods, neutron diffusion, neutron trajectory construction, neutron diffusion calculation.

Аннотация: Рассмотрено применение метода Монте-Карло в нейтронно-физическом расчете ядерного реактора ВВЭР-1000 и водно-водяной реактор. Проведен обзор диффузии нейтрона в различных средах, выбор случайной величины для построения траектории нейтрона, программы для расчета диффузии нейтрона, построение 3D траектории движения нейтрона, транспорт нейтронов в активной зоне реакторов ВВЭР-1000 и водно-водного с учетом решетки твэл, сравнение результатов диффузии нейтрона в гексагональной и квадратной решетке твэл.

Ключевые слова: метод Монте-Карло, гексагональная решетка твэл, диффузия нейтрона, построения траектории нейтрона, расчет диффузии нейтрона..

Метод Монте-Карло (за назвою міста Монте-Карло, Монако, яке відоме своїми казино) перед тим як був розроблений, тестування випробуванням раніше розумілося як детермінована задача, і статистична вибірка була використана для оцінки невизначеностей в моделюванні. Моделювання за методом Монте-Карло змінило цей підхід до вирішення

задач з використанням детермінованих ймовірнісних аналогів. Методи Монте-Карло особливо корисні для моделювання явищ зі значною невизначеністю вхідних даних і систем з великим числом пов'язаних ступенів вільності. Області застосування:

Методи Монте Карло дуже важливі в розрахунковій області фізики, фізичної хімії і пов'язаних з ними прикладних областях, а також в різноманітних додатках від розрахунків квантової хромодинаміки до проектування теплових екранів. У статистичній фізиці молекулярне моделювання Монте-Карло є альтернативою обчислювальної молекулярної динаміки, а також методи Монте-Карло використовуються для обчислення теорії статистичних полів елементарних частинок і полімерних систем. У радіаційному матеріалознавстві бінарне наближення зіткнень для моделювання іонної імплантації, відбувається, як правило, на основі підходу Монте-Карло для вибору наступного атома при зіткненні. У експериментальній фізиці елементарних частинок методи Монте-Карло використовуються для розробки детекторів, розуміння їх поведінки і порівняння експериментальних даних з теорією. Методи Монте-Карло також використовуються для моделей, які складають основу сучасного прогнозування погоди.

При практичному застосуванні теорії ймовірностей часто доводиться зустрічатися з завданнями, в яких один і той же досвід або аналогічні досліди повторюються неодноразово. В результаті кожного досвіду може з'явитися або не з'являться деяка подія А, причому нас цікавить не результат кожного окремого досвіду, а загальне число появ події А в результаті серії дослідів. У подібних завданнях потрібно вміти визначити ймовірність будь-якого заданого числа проявів події в результаті серії дослідів. Вони вирішуються досить просто в разі, коли досліди є незалежними.

Кілька дослідів називаються незалежними, якщо ймовірність того чи іншого результату кожного з дослідів не залежить від того, які результати мали інші досліди.

Процес дифузії нейтронів та його моделювання.

Протягом дифузії довжина пробігу лише зростає, однак не рівномірно. На відміну від цього показника відстань на яку зсунеться нейтрон від початкового положення протягом дифузії може збільшуватися або зменшуватися на кожному кроці.

Результати випробувань, як правило, моделюються незалежними випадковими величинами. Часто вважають, що спостереження, іспити, досліди проводяться за схемою незалежних іспитів. Отже, незалежність випадкових величин - одне з базових понять теорії ймовірностей, що лежить в основі практично всіх ймовірнісно-статистичних методів.

У практиці досліджування генеральної сукупності цілком достатнім є отримання декількох чисельних характеристик, що оцінюють центр групування значень випадкової величини, міру їхнього розсіювання, ступінь взаємозв'язку різних компонентів багатомірної ознаки. У свою чергу, знаючи лише характер статистичних законів, розподіл може бути успішно відновлено за своїми чисельними характеристиками, наприклад, за середніми значеннями, дисперсією. Тож доцільно розглянути основні характеристики випадкової величини X , що дають змогу чисельно оцінити так звані показники "центральної тенденції"

Процес дифузії, розтікання теплових нейтронів навколо точкового джерела. Для цього моделюємо процес дифузії нейтронів для певної кількості актів розсіювання и отримаємо їх розподіл в просторі навколо джерела. Отримана в результаті числового експерименту довжина, на яку змістився нейтрон, та шлях який він пройшов є неперервними випадковими величинами. Тому для отримання розподілу випадкової величини необхідно провести дискретизацію отриманих даних.

В реакторах з водою під тиском використовуються 2 типу паливних решіток. В реакторах типу PWR решітка є квадратна а в реакторах ВВЕР решітка гексагональна або трикутна, типові розміри для решітки реактора PWR, ВВЕР.

Моделювання транспорту нейтронів яке відбувається в паливній решітці принципово відрізняється від моделі для однорідного середовища. При визначенні стану нейтрона на певному кроку дифузії використовується початкове положення нейтрона та розраховується точка наступного зіткнення нейтрона. Якщо ця кінцева точка попадає в об'єм твела то розрахунок повинен бути повторений оскільки при перетині зовнішньої поверхні твела змінюються нейтроно-фізичні властивості середовища. Таким чином прогнозована точка наступного зіткнення нейтрона стає неприйнятним.

Дифузія нейтрона починається з моменту коли нейтрон став тепловим і завершується при його поглинанні. Тепловим називають нейтрон який знаходиться в тепловій рівновазі з атомами навколишнього середовища. Тобто енергія теплового нейтрона дорівнює енергії теплового руху атомів середовища, яка обумовлена його температурою. Енергію теплового руху атомів можна розрахувати за формулою

$$E = k T$$

де k – постійна Больцмана

T – температура середовища в градусах Кельвіна

Так при нормальних умовах - температура $20\text{ }^{\circ}\text{C} = 293,15\text{ K}$ енергія теплового нейтрона становить $0,025\text{ eV}$.

Шлях що проходить нейтрон протягом дифузії виглядає як ломана лінія в трьох вимірному просторі. Підчас дифузії енергія нейтрона майже не змінюється, коливається навколо середньої енергії теплового нейтрона. Між зіткненням з атомами середовища нейтрон рухається по прямій, а при взаємодії з атомами відбувається реакція пружного, або непружного розсіяння. Тільки ці два види ядерної реакції розсіяння уможливають подальше існування нейтрона, як окремої частинки. Якщо відбудеться реакція поглинання нейтрона атомом, то процес дифузії завершується.

Кожен раз при розсіянні нейтрон змінює напрямок руху. В випадку коли всі напрямки подальшого руху нейтрона після розсіяння мають однакову ймовірність, говорять що розсіяння є ізотропним. В іншому випадку, коли існує переважний напрямок розсіяння, говорять, що розсіяння є анізотропним.

Набір усіх можливих траєкторій руху нейтрона в 3D просторі утворює нескінчену множину. При моделюванні процесу дифузії нейтрона за допомогою метода Монте-Карла (МК) використовують кінцеву множину випадкових траєкторій руху нейтрона, яку називають вибіркою. Розмір вибірки визначає для якої кількості нейтронів виконують моделювання процесу дифузії. Від розміру вибірки залежить достовірність результатів отриманих за допомогою методу МК.

Теплові нейтрони — нейтрони, які перебувають у тепловій рівновазі з атомами середовища, тобто мають енергію близьку до $\frac{3}{2}k_B T$, де k_B — стала Больцмана, T — температура.

При кімнатній температурі енергія теплових нейтронів становить кілька сотих електронвольта ($k_B T = 0,026\text{ eV}$ при $T = 300\text{ K}$).

У реакціях поділу утворюються нейтрони з енергією в дуже широкому діапазоні, від кількох eV до декількох MeV. При кожному зіткненні з атомами речовини нейтрони втрачають частину своєї енергії й після низки зіткнень термалізуються. Найефективніше енергія втрачається при зіткненнях із атомами, які мають приблизно таку ж масу, як маса нейтрона. Тому найкращими сповільнювачами нейтронів є речовини, що містять багато Гідрогену, наприклад вода. Однак, виходячи з міркувань проектування ядерних реакторів

для сповільнення нейтронів використовують також графіт. Сповільнення нейтронів до теплових енергій необхідне в реакторах, оскільки ймовірність захоплення нейтрона ядром збільшується зі зменшенням енергії нейтрона.

Довжина пробігу нейтрона залежить від кількості кроків зроблених під час дифузії, тобто актив розсіяння нейтрона на атомах матеріалу середовища.

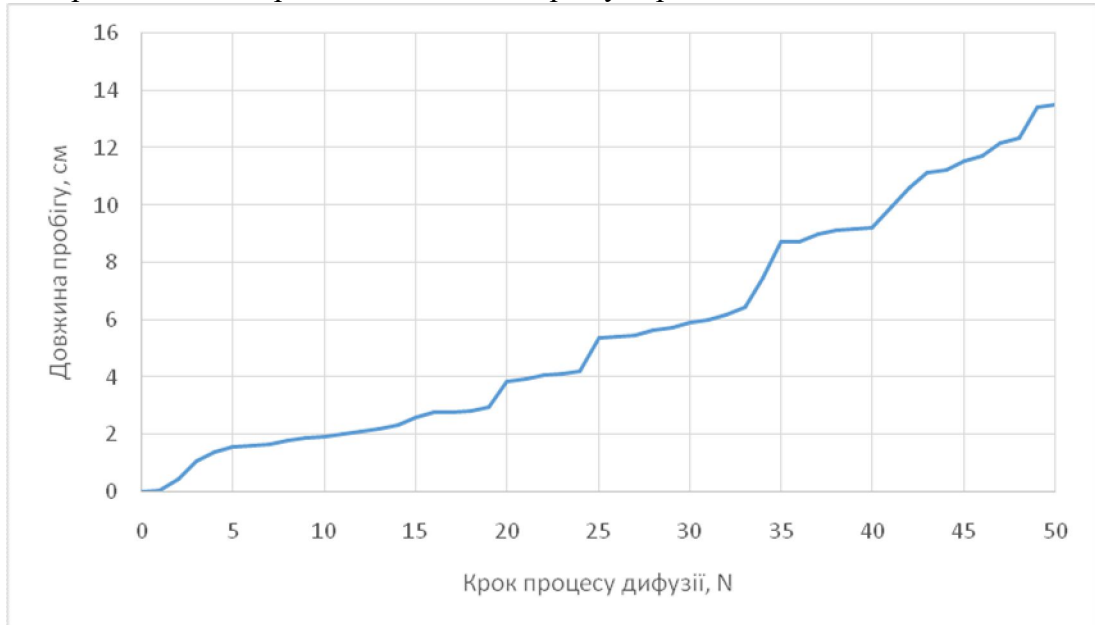


Рисунок 1 – Довжина пробігу нейтрона в залежності від кількості кроків в процесі дифузії.

Протягом дифузії довжина пробігу лише зростає, однак не рівномірно як можна побачити з рисунку 1. На відміну від цього показника відстань на яку зсунеться нейтрон від початкового положення протягом дифузії може збільшуватися або зменшуватися на кожному кроці(див. рис. 2).

Довжина пробігу нейтрона та зміщення нейтрона від початкової точки є двома важливими характеристиками в процесі дифузії. На підставі значення зміщення може бути розрахована довжина дифузії.

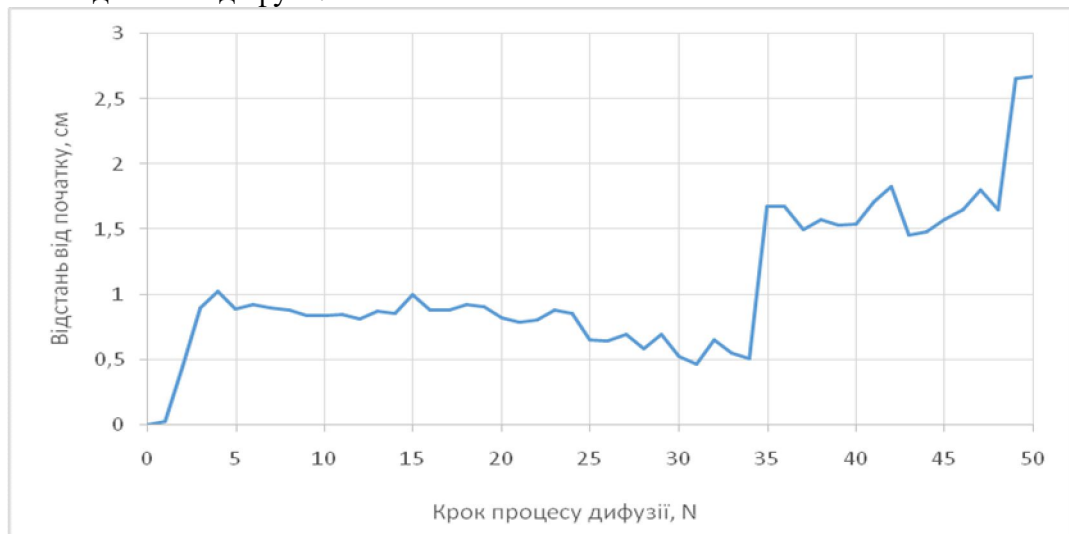


Рисунок 2 – Відстань зміщення нейтрона в залежності від кількості кроків в процесі дифузії.

Моделюючи процес дифузії засобами методу Монте-Карло можна відтворити траєкторію руху нейтрона. Вона може бути представлена в трьох-мірному просторі, при

кожній взаємодії нейтрона з атомами середовища визначаються його координати x , y та z . В якості прикладу на рисунку 3 представлена випадкова траєкторія руху нейтрона на протязі десятих кроків.

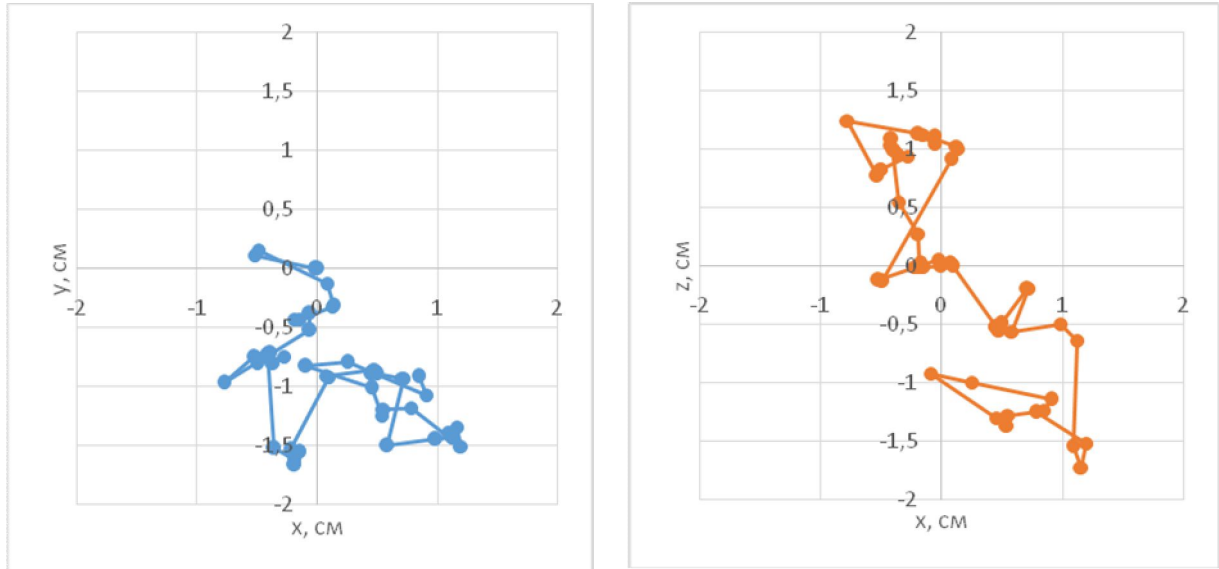


Рисунок 3 – Проекція 3D траєкторії руху нейтрона.

Транспорт нейтронів в активній зоні реакторів з водою під тиском (ВВЕР, ПВР) з урахуванням решітки ТВЕЛ.

В реакторах з водою під тиском використовуються 2 типу паливних решіток. В реакторах типу PWR решітка є квадратна а в реакторах ВВЕР решітка гексагональна або трикутна, типові розміри для решітки реактора PWR, ВВЕР приведені в таблиці 1.

Таблиця 1

Типові характеристики паливних решіток в реакторах з водою під тиском

Тип реактора	Діаметр паливної таблетки, мм	Крок паливної решітки, мм
ВВЕР	7,6	12,75
PWR	8,24	13,3

Хороша герметизація оболонки твелів необхідна для унеможливлення потрапляння продуктів поділу палива в теплоносій, що може спричинити поширення радіоактивних елементів в активну зону і перший контур охолодження реактора. Контроль герметичності оболонок на працюючому реакторі відбувається за рівнем цих елементів в першому контурі реактора. Також хімічна реакція урану, плутонію і їх з'єднань з теплоносієм може спричинити деформацію твела і інші небажані наслідки.

Матеріал оболонки твелів повинен мати наступні властивості:

- висока корозійна, ерозійна та термічна стійкість;
- він не повинен істотно змінювати характер поглинання нейтронів в реакторі.

Оболонки твелів в даний час виготовляють із сплавів алюмінію, цирконію, нержавіючої сталі. Сплави алюмінію використовуються в реакторах з температурою активної зони менш $250-270^{\circ}\text{C}$, сплави Zr - в енергетичних реакторах при температурах $350-400^{\circ}\text{C}$, а нержавіюча сталь, яка інтенсивно поглинає нейтрони, - в реакторах з температурою понад 400°C . Іноді використовують і інші матеріали, наприклад, графіт.

У разі використання керамічних сердечників, між ними і оболонкою залишають невеликий зазор, необхідний для обліку різних коефіцієнтів теплового розширення матеріалів, а для поліпшення теплообміну оболонку твела разом з сердечниками заповнюють газом, який добре проводить тепло, найчастіше для цих цілей використовують гелій. В процесі роботи твела вихідний зазор (приблизно 100 мкм по радіусу) зменшується, аж до повного зникнення.

Моделювання транспорту нейтронів яке відбувається в паливній решітці принципово відрізняється від моделі для однорідного середовища. При визначенні стану нейтрона на певному кроку дифузії використовується початкове положення нейтрона та розраховується точка наступного зіткнення нейтрона. Якщо ця кінцева точка попадає в об'єм твела то розрахунок повинен бути повторений оскільки при перетині зовнішньої поверхні твела змінюються нейтроно-фізичні властивості середовища. Таким чином прогнозована точка наступного зіткнення нейтрона стає неприйнятним.

Розглянемо спрощену модель коли усі нейтрони що перетинають поверхню твела обов'язково будуть поглинуті паливом і припустимо що поглинання відбувається на поверхні твела чим і закінчується процес дифузії. Отже поглинання нейтрона відбувається не тільки в паливі але й в воді.

Задача встановлення факту перетину траєкторії нейтрона поверхні твела може бути вирішена як геометрична задача перетину прямої та окружності. Де пряма відповідає траєкторії руху нейтрона на певному кроці а окружність це проекція зовнішньої поверхні твела на площині XY.[12]

Загальне рівняння прямої

$$Ax + By + C = 0 \quad (1)$$

Кут α – це кут нахилу прямої відносно осі 0 x. Тангенс кута нахилу називають кутовим коефіцієнтом $k = \tan \alpha$. Кутовий коефіцієнт розраховується за формулою:

$$k = -\frac{A}{B} \quad (2)$$

Тоді рівняння прямої з кутовим коефіцієнтом має вигляд

$$y = kx + b \quad (3)$$

де b – довжина відрізка, який пряма відсікає на осі 0 y відраховуючи від початку координат.

Кутовий коефіцієнт для прямої, що проходить крізь дві точки $M_1(x_1, y_1)$ та $M_2(x_2, y_2)$ розраховується за формулою:

$$k = \frac{y_2 - y_1}{x_2 - x_1} \quad (4)$$

Рівняння прямої лінії, що проходить крізь дві точки $M_1(x_1, y_1)$ та $M_2(x_2, y_2)$

$$\frac{x - x_1}{x_2 - x_1} = \frac{y - y_1}{y_2 - y_1} \quad (5)$$

$$y = \frac{y_2 - y_1}{x_2 - x_1} \cdot (x - x_1) + y_1 \quad (6)$$

$$y = k(x - x_1) + y_1 = kx + y_1 - kx_1 \quad (7)$$

тобто

$$b = y_1 - kx_1 \quad (8)$$

Перетин прямої і кола

Пряма лінія задана рівнянням

$$y = kx + b \quad (9)$$

В яких точках вона перетинає коло радіуса R, центр якого знаходиться в точці $M_0(x_0, y_0)$. Рівняння для кола:

$$R^2 = (x - x_0)^2 + (y - y_0)^2 \quad (10)$$

Підставивши рівняння (1) в (2) отримаємо квадратне рівняння відносно координати х.

$$(1+k)x^2 + 2(kb - kb_0 - x_0)x + (b - y_0)^2 - R^2 + x_0^2 = 0 \quad (11)$$

Загальний вигляд якого

$$Ax^2 + Bx + C = 0 \quad (12)$$

а його корені, як відомо, знаходять за рівнянням

$$X_{1,2} = \frac{-B \pm \sqrt{D}}{2A}, \quad D = B^2 - 4AC \quad (13)$$

Дискримінант D розраховується за рівнянням

$$D = 4(kb - ky_0 - x_0)^2 - 4(1+k)[(b - y_0)^2 - R^2 + x_0^2] \quad (14)$$

Якщо $D = 0$ рівняння має одне рішення, тобто пряма лінія торкається кола.

$$X_1 = -\frac{B}{2A} \quad \text{або} \quad X_1 = \frac{kb - ky_0 - x_0}{1+k} \quad (15)$$

Якщо $D < 0$ рівняння не має рішень та коли $D > 0$ два кореня відповідно до рівняння(5)

$$X_{1,2} = \frac{-2(kb - ky_0 - x_0) \pm \sqrt{D}}{1+k} \quad (16)$$

Отримані значення коренів рівняння $X_{1,2}$ в рівняння прямої лінії (2) дозволяють отримати значення коренів $Y_{1,2}$ відносно перемінної у.

Розглянута попередньо задача перетинання прямої, що проходить крізь дві точки, та кола дозволила сформулювати умову такого перетину – дискримінант квадратного рівняння (4) повинен бути більше нуля. Але ця математична модель потребує додаткових уточнень з урахуванням деталей фізичного процесу поглинання нейтрона в твелі.

Траєкторія руху теплового нейтрона в процесі дифузії має вигляд ломаної лінії в трьох вимірному просторі. При кожній взаємодії з атомами середовища нейтрон може бути поглинутий і це призведе до завершення процесу дифузії. Набагато частіше відбувається реакція розсіяння після чого нейтрон змінює напрямок руху і дифузія продовжується.

Так відбувається якщо дифузія проходить в однорідному середовищі. Активна зона більшості реакторів утворена з тепловиділяючих збірок (ТВЗ), кожна з яких представляє пучок твелів, які при роботі реактора омиваються теплоносієм. Твели мають стрижньову форму і вони інтенсивно поглинають нейтрони та майже не розсіюють їх. Це дозволяє припустити, що коли нейтрон перетинає циліндричну поверхню твела, то він поглинається.

В першому наближенні, якщо не розглядати транспорт нейтрона в середині твела, то будемо вважати що поглинання відбувається на поверхні твела в момент, коли траєкторія руху нейтрона перетинає зовнішню поверхню твела.

Треба зауважити, що моделювання дифузії методом Монте-Карло, полягає в визначенні довжини вільного пробігу між зіткненням з атомами середовища та координат точки простору де відбудеться наступне розсіяння або поглинання визначається за допомогою випадкових величин. Однак вони безпосередньо залежать від властивостей середовища. Тому моделювання буде коректним поки нейтрон залишається в межах середовища з певними властивостями. При перетинанні поверхні, що розділяє середовища з різними нейтронно-фізичними властивостями, наприклад, теплоносієм – вода та ядерне паливо – уран, моделювання транспорту нейтрона повинно бути поновлено з урахуванням зміни властивостей середовища.

З першого погляду здається що визначити коли нейтрон перетинає поверхню твела є достатньо просто. Якщо наступна точка взаємодії з середовищем має координати, які відносяться до об'єму твела, то залишається лише визначити точку в якій траєкторія нейтрона перетинає поверхню твела (див. рис.4 а). Однак є можливість що дві послідовні точки зіткнення нейтрона знаходяться поза об'ємом твела, але траєкторія перетинає твел (див. рис.4 б).

[13]На рис.4 зображено один крок траєкторії нейтрона що знаходиться в процесі дифузії. Початкова точка M_1 та кінцева M_2 . В точці M_3 нейтрон перетинає поверхню твела, а в точці M_4 він вийшов би твелу якби пройшов крізь твела без взаємодії. Але на справді траєкторії руху нейтрона після точки M_3 втрачає сенс, бо була розрахована для іншого середовища ніж матеріал твелу.

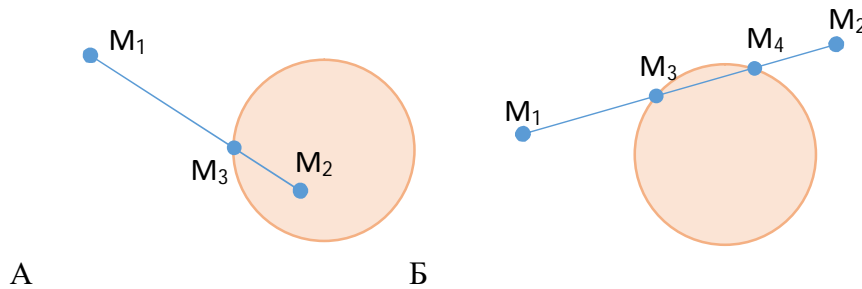


Рисунок 4 - Перетин траєкторії нейтрона з твелом

Точки M_3 та M_4 відповідають двом кореням, які можна отримати при вирішенні геометричної задачі перетину прямої лінії і кола. Слід нагадати, що лише точка M_3 , що відповідає першому перетину поверхні твела, є важливою і вона завжди розташована ближче до початкової точки M_1 ніж точка M_4 . Тобто з двох коренів слід обирати той, що розташований ближче до точки попереднього зіткнення M_1 .

[14]Таким чином алгоритм визначення умов поглинання нейтрона в стрижні паливного елемента складається з наступних кроків:

- Визначення рівняння прямої, яка проходить крізь точки M_1 та M_2 траєкторії руху нейтрона;
- Пряма перетинає поверхню твела, якщо дискримінант розрахований за рівняння (7) більше нуля $D > 0$;
- Визначення точок де перетину пряма перетинає поверхню твела M_3 та M_4 за рівнянням (9);
- З двох коренів M_3 та M_4 обертаємо той, що знаходиться ближче до точки початку руху нейтрона M_1 ;
- Нейтрон перетне поверхню твела лише в тому випадку, якщо обраний корінь - точка M_3/M_4 знаходиться між M_1 та прогнозованою точкою наступного зіткнення M_2 в однорідному середовищі.

Коефіцієнт використання теплових нейтронів визначається як відношення кількості нейтронів що поглинаються паливом до кількості що поглинаються усіма матеріалами активної зони. Поширена формула для розрахунку Θ має вигляд:

$$\Theta = \frac{\Sigma_a^0 \frac{V_0}{V}}{\Sigma_a^0 \frac{V_0}{V} + \Sigma_a^1 \frac{V_1}{V}} \quad (17)$$

де Σ_a^0 – перетин поглинання теплових нейтронів для палива

Σ_a^1 – перетин поглинання теплових нейтронів для уповільнювача(води)

V_0, V_1 – об'єм палива та уповільнювача в активній зоні

$V=V_0+V_1$ – об'єм активної зони

Слід зауважити що формула (17) не враховує особливість паливної решітки і залежить лише від відносної долі та перетинів поглинання компонентів активної зони. Тобто не враховує гетерогенність ректора і є абсолютно вірною для гомогенного реактора.

В розрахунку за допомогою програми ОруМС коефіцієнт Θ можна оцінити безпосередньо як відношення кількості нейтронів бо в програмі окремо розраховується кількість нейтронів що поглинаються паливом та уповільнювачем.

Таким чином алгоритм визначення коефіцієнта Θ та порівняння результатів для різних варіантів розрахунку полягає в наступному. З початку розраховуються об'ємні долі палива $\frac{V_0}{V}$ та уповільнювача $\frac{V_1}{V}$ для квадратної решітки палива при типових розмірах (дивись табл. 1).

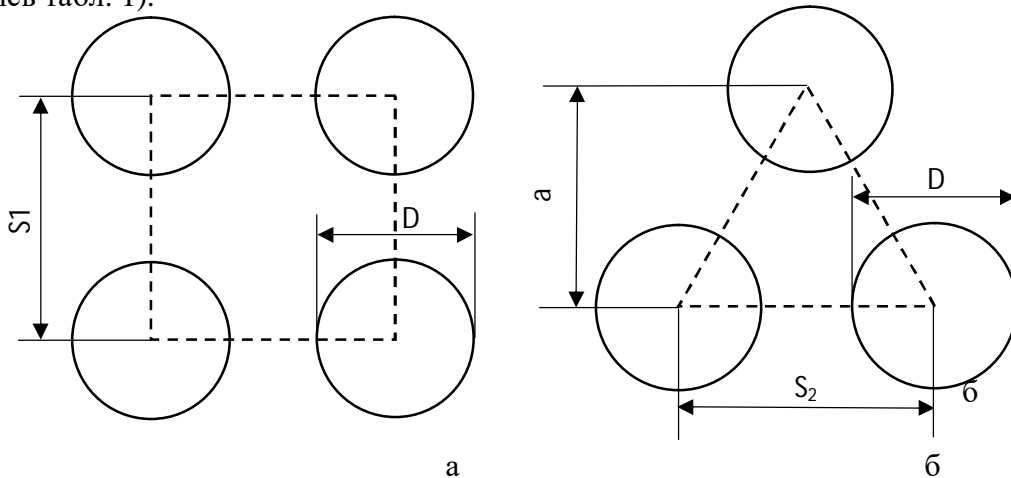


Рисунок 5 – Розміри паливної комірки для двох типів паливної решітки:
 а – квадратна; б – гексагональна

Для розрахунку об'ємної долі нам потрібно розрахувати об'єм квадрата(для решітки PWR) та кількість палива котра приходе на цю площину. Після цього співвідносити кількість палива до всього об'єму комірки $\frac{V_0}{V}$ та кількість уповільнювача до об'єму комірки $\frac{V_1}{V}$.

Далі виконується розрахунок за допомогою програми ОруМС при заданих розмірах діаметру для реактору ВВЕР. Після чого для визначених об'ємних долях знаходяться такі розміри паливної решітки реактора PWR при якій об'ємні долі залишаються не змінними. Таким чином значення коефіцієнту тета буде отримано для трикутної решітки характерної для ВВЕР, гомогенного реактора з певним відношенням палива та уповільнювача та квадратної решітки з такими же об'ємними долями. Це дозволяє порівнювати отримані результати. Аналогічним чином виконується розрахунок коли в якості базового вибирається варіант решітки реактора PWR.

Об'єми компонентів паливної комірки в квадратній паливній решітці розраховуються за наступними формулами:

Об'єм комірки $V = S_1^2$

Об'єм палива в комірці $V_0 = \frac{\pi D^2}{4}$

Об'єм уповільнювача $V_1 = V - V_0$

Знаходимо шаг гексагональної паливної решітки при якому зберігаються об'ємні

долі $\frac{V_0}{V}$ та $\frac{V_1}{V}$

В гексагональній паливній решітці відстань між рядами твел знаходимо

$$a = \frac{\sqrt{3}}{2} S_2$$

Об'єм комірки $V = \frac{1}{2} a S_2 = \frac{\sqrt{3}}{4} S_2^2$

Об'єм палива в комірці $V_0 = \frac{\pi D^2}{8}$

Об'єм уповільнювача $V_1 = V - V_0$

Тоді $\frac{V_0}{V} = \frac{V_0}{S_1^2} = \frac{V_0}{\frac{\sqrt{3}}{2} S_2^2}$

$$\frac{\sqrt{3}}{2} S_2^2 = S_1^2 \quad (18)$$

$$S_2 = \sqrt{\frac{2S_1^2}{\sqrt{3}}} \quad (19)$$

Коли базовою є гексагональна решітка то шаг для квадратної паливної решітки для якого зберігаються відносні долі палива та уповільнювача знаходимо за формулою:

$$S_1 = \sqrt{\frac{\sqrt{3}}{2} S_2^2} \quad (20)$$

На підставі типових розмірів паливної решітки реакторів ВВЕР та РWR розраховано об'ємні долі палива та уповільнювача (див. Табл.2). В обох реакторах доля палива приблизно в два рази менша в порівнянні з долею уповільнювача, але в реакторі РWR доля палива становить 0,3222 та в ВВЕР - 0,3014. Це обумовлює майже на 0,5 % більше значення коефіцієнту θ для реактору РWR розрахованого за формулою (17) для гомогенного реактора.

Таблиця2

Коефіцієнт θ для різних типів реактора

Реактор	Трикутна	Квадратна	Долі		Гомогенна
			V_0/V	V_1/V	
ВВЕР	0,9461	0,9226	0,3014	0,6985	0,9373
РWR	0,9408	0,9157	0,3222	0,6777	0,9427

Розрахунки виконані за допомогою програми ОруМС дали протилежний результат (див. зелені клітинки в Табл. 2). Для типових решіток коефіцієнту θ є приблизно на 3 % більшим в ВВЕР ніж в РWR.

Щоб виявити причину такої розбіжності розрахунок був повторений для еквівалентних решіток при збереженні значень об'ємних долей та діаметру твела, але зі зміною типу решітки квадратна – гексагональна (див. зелені клітинки в Табл. 2). Тобто, якщо зберігаючи діаметр паливної таблетки 7,6 мм та долю палива 0,3014 характерні для ВВЕР перейти на квадратну форму паливної решітки це призведе до зниження значення коефіцієнту θ приблизно на 2,3 %. Та навпаки, якщо при збереженні розмірів характерні для РWR перейти на гексагональну форму паливної решітки, коефіцієнт θ зросте приблизно 1,5 %.

Очевидно що, чим вищим є значення коефіцієнту θ , тим краще. Тому на підставі цих результатів розрахунку по методу Монте-Карло можна зробити висновок, що гексагональна решітка має переваги порівняно з квадратною. Підтвердження цього можна побачити порівнявши картину поглинання в проекції ХУ для двох типів паливних решіток. Гексагональна решітка твелів саме завдяки їх розміщенню краще блокує рух нейтронів від початкової точки. Звісно нейтрони рухаються хаотично, але пройшовши між твелами першого ряду, вони натикаються на твели другого ряду. Натомість в квадратній решітці руху нейтронів в просторі між рядами твел ніщо не заважає.

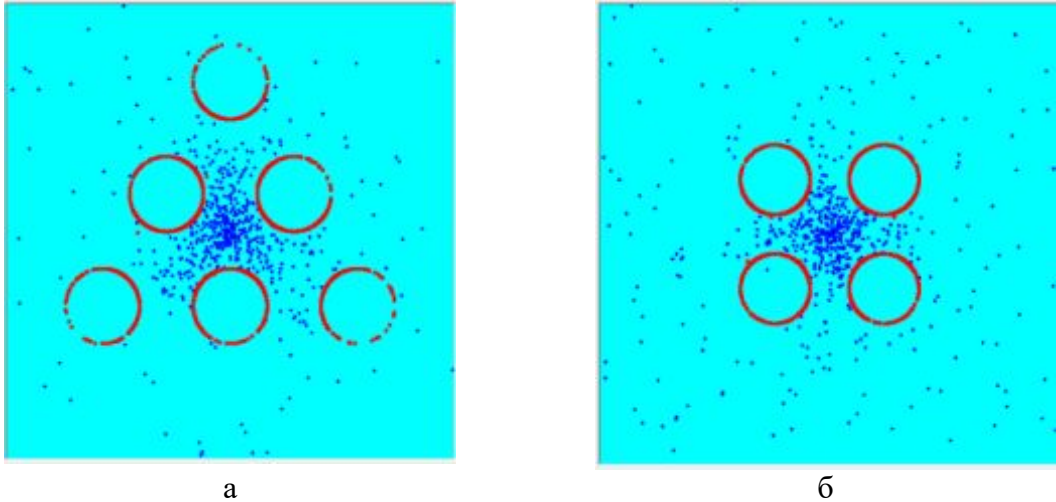


Рисунок 6 – Поглинання нейтронів у паливній комірці при решітці:
а – гексагональна, б - квадратна

Розрахунки довжини дифузії нейтрона в паливній решітці для однорідного середовища були проведені для 2х типів паливних решіток – гексагональної та квадратної. Порівняння поглинання нейтронів у двох типах паливних решіток представлено на рисунку 7.

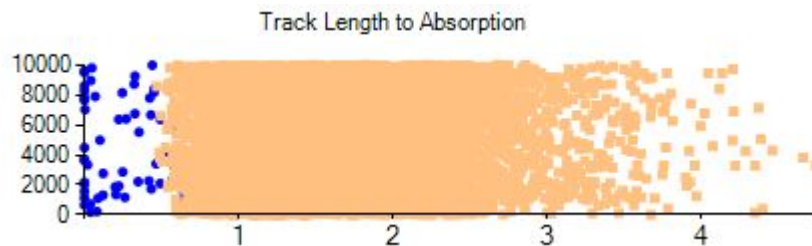


Рисунок 7. Довжина поглинання нейтронів в паливній решітці
(вибірка 10000 нейтронів)

Розрахунок середнього зміщення до поглинання в двох типах паливних решіток виконано п'ять разів при розмірі вибірки 10 000, кількості кроків дифузії 500. Відсоток нейтронів, що продовжують дифундувати, тобто не були поглинуті за 500 кроків становить 0,04...0,09 % від загальної кількості нейтронів в вибірці.

Результати розрахунку за допомогою програми ОруМС приведені в Табл. 3 . Дисперсія результатів по п'ятьом вибірка достатньо мала $4-5 \cdot 10^{-5}$, що свідчить про достатній розмір та кількість вибірок. Середнє значення зміщення до поглинання в гексагональній решітці суттєво менше ніж в квадратній, коротше приблизно на 22 %. Довжина дифузії розрахована, майже в 1,5 рази більша в квадратній решітці в порівнянні зі значенням для гексагональної паливної решітки.

Таблиця3

Зміщення до поглинання в типових паливних решітках

Тип решітки	Гексагональна, см	Квадратна, см
Вибірка 1	0,7828	0,9995
Вибірка 2	0,7913	0,9930
Вибірка 3	0,7790	0,9997
Вибірка 4	0,7742	0,9751
Вибірка 5	0,7893	0,9868
Дисперсія	4,03E-05	8,48E-05
Середнє зміщення	0,7833	0,9908
Довжина дифузії L, см	0,10226	0,16362

Якщо порівнювати результати довжини дифузії в гомогенному середовищі без твелів в однорідному середовищі (легка вода), то спостерігається чітка різниця. В гомогенному середовищі без поглиначів довжина дифузії $L=1.6765$ см, а з ним в гексагональній решітці $L=0,10226$ см, в квадратній $L=0,16362$ см.

Висновки

Розроблена програма ориМС для моделювання процесу дифузії в ядерному реакторі. Дозволяє моделювати два типу паливних решіток характерних для реакторів ВВЕР та PWR.

Моделювання транспорту нейтронів яке відбувається в паливній решітці принципово відрізняється від моделі для однорідного середовища. При визначенні стану нейтрона на певному кроку дифузії використовується початкове положення нейтрона та розраховується точка наступного зіткнення нейтрона.

Результати отримані методом Монте-Карло дозволяють виявити особливості гетерогенних решіток різного типу в порівнянні з розрахунками для однорідного середовища з певним складом.

Отримано довжину до поглинання для гексагональної та квадратної решітки становлять 0,7833 та 0,9908 см., відповідно, а також, визначена довжина дифузії - 0,10226 та 0,16362 см.

Аналіз результатів дозволив зробити висновок що до переваг гексагональної решітки переде квадратною. Обмовлено це тим, що при дифузії в квадратній решітці для нейтрона створюється коридор, через котрий він може пролетіти довше в воді, ніж у гексагональній де немає коридору. Це також підтверджуються значенням коефіцієнту використання теплових нейтронів, який при рівних умовах на 3 % вище в гексагональній ніж в квадратній.

Список використаних джерел:

1. Гулік В. А., Гальченко В. В., Шлапак І. І., Буднік Д. В. Розвиток моделі реактора ВВЕР-1000 з допомогою коду Монте Карло для нейтронно-фізичних розрахунків. НВО «Імпульс-Київ» / VI Міжнародна Науково-Практична Конференція «Безпека та Ефективність Атомної Енергетики» Одеський Національний Політехнічний Університет 4-6 вересня 2016, Одеса, Україна.
2. Передача енергии радиации веществу
http://nuclphys.sinp.msu.ru/radiation/rad_3.htm
3. Diffusion Length <https://www.nuclear-power.net/nuclear-power/reactor-physics/neutron-diffusion-theory/diffusion-length/>
Neutron Diffusion Theory <https://www.nuclear-power.net/nuclear-power/reactor-physics/neutron-diffusion-theory/>
4. John R. Lamarsh, Anthony Baratta Introduction to Nuclear Engineering
<https://www.amazon.com/Introduction-Nuclear-Engineering-John-Lamarsh/dp/0201824981>
5. John R. Lamarsh, Anthony J. Baratta Introduction to Nuclear Engineering, 4th Edition - ©2018 <https://www.pearson.com/us/higher-education/program/Lamarsh-Introduction-to-Nuclear-Engineering-4th-Edition/PGM337413.html>
6. John R. Lamarsh, Anthony J. Baratta Introduction to Nuclear Engineering 3rd Edition. – 2001, 783 pages ISBN 0201824981
<https://www.directtextbook.com/isbn/9780201824988>
7. W. M. Stacey, Reactor Physics Nuclear, John Wiley & Sons, 2001. – 707 pp., ISBN: 0-471-39127-1.
8. https://www.researchgate.net/publication/243492536_Chasing_the_Rainbow_Recurrents_in_the_Life_of_a_Scientist
9. Glasstone Samuel, Sesonske Alexander Nuclear Reactor Engineering -
10. Reactor Systems Engineering © 1994
<https://www.springer.com/gp/book/9780412985317>
11. W. S. C. Williams Nuclear And Particle Physics. Clarendon Press, 1991-05; ISBN-13: 978-0198520467 <https://www.biblio.com/9780198520467>
12. Данейкін Ю. В. Математичне моделювання ядерного реактора: навчальний посібник / Ю. В. Данейкін, А. В. Хадкевіч, К. В. Юшцін. - Томськ: Видавництво Томського політехнічного університету, 2008. - 100 с.
13. Why the Monte Carlo Method is so important today. Dirk P. Kroese, Tim Brereton, Thomas Taimre, Zdravko I. Botev. – 11 p.
https://people.smp.uq.edu.au/DirkKroese/ps/whyMCM_fin.pdf
14. Е. В. Корольов програма CASPAR для розрахунку нейтронних полів у шестигранні касети методом Монте-Карло. – Ленінград. - 1982. - 16 с.

Колиханов Віктор Миколайович,
Кольханов Виктор Николаевич,
Kolykhanov Victor Nikolaevich,
Мисоєдов В'ячеслав Віталійович,
Мисоєдов Вячеслав Виталиевич,
Misoedov Vyacheslav Vitalevich