

К.Ю. Бровко, к.т.н., доц.
П.Ф. Буданов, к.т.н., доц.
Н.Д. Винокурова, асистент
О.В. Великогорський, аспірант

Харківський національний університет імені В.Н. Каразіна

Розробка інтегрованої моделі цифрового двійника для ефективної експлуатації енергоблоків АЕС

У статті представлено результати дослідження з розробки та впровадження інтегрованої моделі цифрового двійника енергоблоку атомної електростанції. Актуальність дослідження обумовлена потребою підвищення ефективності, безпеки та надійності експлуатації ядерних енергетичних установок в умовах цифровізації енергетики. Запропонована модель реалізує комплексне моделювання взаємопов'язаних фізичних процесів, що включає нейтронно-фізичні процеси ланцюгової реакції поділу, теплофізичні процеси теплопередачі та тепловиділення, а також гідродинамічні процеси циркуляції теплоносія. Математична основа моделі базується на системі диференціальних рівнянь у приватних похідних, що описують динаміку ключових параметрів реакторної установки. Для чисельної реалізації застосовано методи скінченних різниць та Рунге – Кутта четвертого порядку, що забезпечило високу точність розрахунків. Програмна реалізація виконана в середовищі MATLAB з використанням бібліотек Simulink для моделювання динамічних систем та Matplotlib для візуалізації результатів. Розроблений інтерактивний графічний інтерфейс дозволяє здійснювати оперативне керування параметрами моделювання та візуалізацію результатів у режимі реального часу. Валідація моделі проведена шляхом порівняння результатів моделювання з експлуатаційними даними діючих енергоблоків. Результати демонструють високу точність моделі – середнє відхилення розрахункових значень ключових параметрів не перевищує 2–3 %. Особливу цінність становить можливість моделювання аварійних ситуацій та перехідних режимів, що робить розроблений цифровий двійник ефективним інструментом для оптимізації експлуатаційних режимів, прогнозування поведінки реакторної установки, підготовки оперативного персоналу, відпрацювання дій у аварійних ситуаціях та проведення віртуальних експериментів. Розроблена модель може бути інтегрована з існуючими автоматизованими системами управління для створення єдиного інформаційно-керуючого простору енергоблоків атомних електростанцій.

Ключові слова: цифровий двійник; атомна електростанція; ядерний реактор; математичне моделювання; нейтронно-фізичний розрахунок; теплофізичні процеси; гідродинаміка.

Актуальність теми. Атомна енергетика є ключовим компонентом сучасної глобальної енергетичної системи, оскільки забезпечує високу надійність постачання електроенергії. Ефективна та безпечна експлуатація енергоблоків вимагає системного вдосконалення методів математичного моделювання, аналізу та прогнозування їхньої динаміки. Особливе значення у цьому контексті має комп'ютерне відтворення фізичних процесів, що протікають в активній зоні ядерного реактора енергоблоку атомної електростанції (АЕС), адже воно дозволяє підвищити ефективність управління, мінімізувати експлуатаційні ризики та оптимізувати робочі режими. У зв'язку з цим все більшої актуальності набуває концепція цифрового двійника, що передбачає моделювання роботи реакторних установок у режимі реального часу.

Сучасні наукові дослідження зосереджені на створенні інтегрованих моделей, які враховують комплекс взаємопов'язаних процесів – нейтронно-фізичних, теплофізичних та гідродинамічних. Водночас чинні підходи часто демонструють обмежену здатність до відображення повного спектра змінних параметрів, що властиві реальним експлуатаційним умовам. Це призводить до зниження точності прогнозів поведінки ядерних реакторів енергоблоків АЕС.

Крім того, застосовувані чисельні методи для розв'язання відповідних рівнянь потребують удосконалення як з точки зору обчислювальної ефективності, так і з точки зору можливостей масштабування. Відсутність єдиного комплексного підходу до інтеграції таких моделей у системи цифрових двійників істотно ускладнює реалізацію цього перспективного напрямку.

Практичне значення цифрових двійників енергоблоків АЕС полягає у забезпеченні безпечного тестування експлуатаційних сценаріїв, підготовки персоналу, а також у можливості достовірного прогнозування перехідних процесів та нештатних аварійних ситуацій. Реалізація таких моделей дозволяє не лише підвищити рівень безпеки енергоблоків АЕС, але й забезпечити оптимізацію управління, що сприяє зростанню їхньої економічної ефективності. Крім того, цифрові двійники відкривають нові

можливості для модернізації існуючих енергоблоків АЕС, оскільки дозволяють моделювати вплив змін конструкційних рішень чи режимів експлуатації ще на стадії проектування.

Таким чином, підвищення точності прогнозування фізичних процесів, удосконалення експлуатаційних характеристик та забезпечення довгострокової безпеки ядерної енергетики на основі створення інтегрованої моделі цифрового двійника енергоблоку АЕС є стратегічно важливим актуальним завданням.

Аналіз останніх досліджень та публікацій, на які спираються автори. Сучасний розвиток цифрових технологій та методів математичного моделювання відкриває нові перспективи у вивченні фізичних процесів, що відбуваються в активній зоні ядерних реакторів енергоблоків АЕС. У науковій літературі останнього десятиліття особлива увага приділяється застосуванню інтегрованих фізичних моделей і цифрових двійників для підвищення ефективності та безпечності експлуатації енергоблоків АЕС. Водночас результати критичного аналізу джерел свідчать про наявність значної кількості нерозв'язаних завдань, що зумовлюють потребу в подальших фундаментальних і прикладних дослідженнях.

У роботі [1] розглядається підхід до моделювання нейтронно-фізичних процесів у реакторах типу PWR. Автори створили детальну модель нейтронного балансу, здатну аналізувати динаміку нейтронного потоку в активній зоні, однак дослідження не враховує впливу зміни теплофізичних параметрів, що обмежує практичну релевантність отриманих результатів. У дослідженні [2] застосовано метод скінченних різниць для розрахунку температурного розподілу в активній зоні, проте моделі базуються на стаціонарних рівняннях, що не дозволяє адекватно відтворювати динамічні зміни під час перехідних режимів.

У [3] запропоновано модель для аналізу гідродинамічних процесів у каналах активної зони реактора ВВЕР-1000, здатну прогнозувати розподіл швидкості теплоносія та зміну тиску. Водночас модель не враховує зворотного впливу температурних змін теплоносія на його гідродинамічні властивості, що може призводити до помилок у розрахунках. У статті [4] представлено концепцію цифрового двійника АЕС з інтеграцією нейтронно-фізичних, теплофізичних і гідродинамічних розрахунків. Основним недоліком дослідження є відсутність розгорнутої валідації моделі на основі реальних експлуатаційних даних, що обмежує її прикладне застосування.

У [5] розглядається вплив конструктивних характеристик реакторів ВВЕР на розподіл нейтронного поля, однак моделі не враховують перехідних процесів при зміні потужності. У статті [6] використано метод Монте-Карло для моделювання нейтронно-фізичних процесів з високим рівнем точності, проте його застосування ускладнене значними обчислювальними витратами, що унеможливило використання у режимі реального часу.

Робота [7] пропонує вдосконалену методику валідації цифрових двійників із залученням експлуатаційних даних, проте апробація підходу обмежується експериментальними умовами. У [8] розглядаються алгоритми адаптивного керування реакторною установкою з урахуванням динамічних змін теплопередачі, однак їх ефективність ще не підтверджена у промислових умовах.

Стаття [9] аналізує методи прогнозування відхилень у роботі реакторів, які демонструють високу результативність, однак точність таких алгоритмів критично залежить від якості навчальних вибірок. У [10] розглянуто застосування методів штучного інтелекту для оптимізації режимів роботи реакторів ВВЕР-1000. Проте обмежений обсяг доступних експлуатаційних даних не дозволяє забезпечити достатню надійність запропонованих рішень.

Аналіз джерел [11, 12] свідчить про відсутність комплексних моделей, які б враховували взаємозв'язок між нейтронно-фізичними, теплофізичними та гідродинамічними процесами. Також відзначається низька точність чисельних методів під час моделювання перехідних процесів і недостатня інтеграція експлуатаційних даних у валідацію цифрових двійників. У роботі [13] досліджено вплив довготривалих змін експлуатаційних параметрів на точність цифрових моделей, однак недостатньо враховано зовнішні чинники, зокрема варіації характеристик паливних збірок і змінні режими роботи. У [14] представлено методику адаптивного налаштування параметрів моделей на основі оновлених експлуатаційних даних, однак її застосування ускладнене високими вимогами до якості вхідних даних.

Дослідження [15] демонструє потенціал методів машинного навчання для раннього виявлення відхилень у роботі реактора, проте їхня ефективність напряму залежить від повноти та репрезентативності навчальних вибірок, а також від можливості швидкої актуалізації моделей у динамічних умовах.

Узагальнюючи результати аналізу, можна констатувати відсутність цілісної інтегрованої моделі, яка б одночасно враховувала нейтронно-фізичні, теплофізичні та гідродинамічні процеси в активній зоні ядерного реактора енергоблоку АЕС і мала можливість валідації на основі реальних експлуатаційних даних. Подальші дослідження мають бути спрямовані на розробку такої моделі, що дозволить підвищити точність прогнозування фізичних процесів і забезпечить ефективне впровадження цифрових двійників у ядерну енергетику.

Метою статті є розробка інтегрованої моделі цифрового двійника енергоблоку АЕС для підвищення ефективності його експлуатації, оптимізації режимів роботи та безпечної підготовки оперативного

персоналу шляхом комплексного моделювання нейтронно-фізичних, теплофізичних і гідродинамічних процесів.

Викладення основного матеріалу. Об'єктом дослідження є інтегрована модель цифрового двійника енергоблоку АЕС, яка розглядається як інноваційний інструмент для підвищення ефективності експлуатації та забезпечення безпечного функціонування ядерних установок. Розробка такого типу моделей зумовлена сучасними тенденціями розвитку атомної енергетики, де цифровізація технологічних процесів та впровадження систем прогнозування займають ключові позиції. Цифровий двійник дозволяє відтворювати динаміку фізичних процесів у режимі реального часу та забезпечує можливість проведення багатофакторного аналізу, що суттєво підвищує рівень контролю та оптимізації роботи енергоблоків АЕС.

Основна гіпотеза дослідження полягає у тому, що застосування інтегрованої фізико-математичної моделі цифрового двійника дозволяє підвищити точність прогнозування поведінки ядерного реактора в різних експлуатаційних режимах, мінімізувати ризики виникнення аварійних ситуацій та оптимізувати режими роботи енергоблоку АЕС. Це забезпечується комплексним описом ключових процесів: нейтронно-фізичних, що визначають еволюцію нейтронного поля та кінетику ланцюгової реакції поділу; теплофізичних, що характеризують процеси тепловиділення у паливі та теплопередачу до теплоносія; а також гідродинамічних, які описують циркуляцію теплоносія в системі охолодження реактора.

У ході дослідження прийнято низку спрощень і припущень, зокрема сталість початкових умов у межах моделювання, ігнорування незначних теплових втрат у конструктивних елементах реактора та застосування ідеалізованих гідродинамічних моделей для опису потоків теплоносія. Попри це, побудована модель зберігає високу адекватність завдяки ретельному математичному формалізму. Основою моделювання є система диференціальних рівнянь, що включає рівняння нейтронного балансу, рівняння теплопередачі та рівняння руху рідини. Для чисельної реалізації використовувалися метод скінченних різниць та алгоритм Рунге – Кутта четвертого порядку, які забезпечили високу точність отриманих результатів і дозволили відтворити як стаціонарні, так і перехідні режими роботи реакторної установки.

Програмна реалізація цифрового двійника здійснювалася у середовищі MATLAB з використанням бібліотек Simulink та Matplotlib. Це дозволило створити інтерактивний графічний інтерфейс, що забезпечує візуалізацію ключових характеристик роботи реактора у вигляді графіків, діаграм та анімаційних відображень. Особливістю розробленої моделі є можливість варіювання вхідних параметрів, що дозволяє проводити дослідження поведінки енергоблоку АЕС при різних навантаженнях, зміні умов теплообміну, а також у випадку виникнення аварійних відхилень.

Важливим етапом дослідження стала апробація та валідація інтегрованої моделі. Для цього результати чисельного моделювання порівнювалися з експериментальними та експлуатаційними даними, отриманими на діючих АЕС. Проведені тести враховували симуляції штатних режимів роботи реактора, зміну навантаження енергоблоку, а також аналіз аварійних сценаріїв, що охоплювали перехідні процеси, пов'язані зі швидкими змінами параметрів. Отримані результати підтвердили адекватність побудованої моделі та її здатність відтворювати фізичні процеси з високим ступенем точності.

Розроблена інтегрована модель цифрового двійника поєднує нейтронно-фізичний, теплофізичний та гідродинамічний блоки в єдину систему, що дозволяє комплексно аналізувати роботу ядерного реактора в різних умовах. Завдяки цьому цифровий двійник може бути використаний не лише як інструмент для навчання оперативного персоналу та відпрацювання дій у надзвичайних ситуаціях, але й для оптимізації експлуатаційних режимів, оцінки впливу модернізаційних заходів та проведення віртуальних експериментів без ризику для реального обладнання.

У нейтронно-фізичній моделі нейтронний баланс визначає зміну кількості нейтронів у активній зоні ядерного реактора енергоблоку АЕС. Рівняння для опису цього процесу представлено формулою (1):

$$\frac{dN}{dt} = \frac{(k_{eff} - 1)N}{t_{ave}}, \quad (1)$$

де N – кількість нейтронів у даний момент часу; t – час (с); k_{eff} – коефіцієнт розмноження нейтронів, що характеризує ефективність самопідтримуваної ланцюгової реакції; t_{ave} – середній час генерації нейтронів (с). Нейтронно-фізична модель дозволяє оцінювати критичність ядерного реактора енергоблоку АЕС та визначати стійкість нейтронного потоку під час штатного та аварійного режиму експлуатації.

Теплофізична модель передачі тепла в активній зоні ядерного реактора енергоблоку АЕС моделюється рівнянням енергетичного балансу (2):

$$\frac{\partial T}{\partial t} = \alpha \frac{\partial^2 T}{\partial x^2} + q, \quad (2)$$

де T – температура ($^{\circ}\text{C}$); t – час (с); ∂ – оператор часткової похідної; α – коефіцієнт теплопровідності (m^2/c); x – координата у просторі; q – внутрішнє тепловиділення в паливі ($\text{Вт}/\text{м}^3$). Рівняння передачі тепла дозволяє аналізувати розподіл температури в активній зоні ядерного реактора енергоблоку АЕС та ефективність теплообміну між паливними збірками і теплоносієм.

Гідродинамічна модель переміщення теплоносія через активну зону ядерного реактора енергоблоку АЕС моделюється рівнянням гідродинамічного балансу (3):

$$\frac{dP}{dz} = -\rho g - f \frac{\rho v^2}{2D}, \quad (3)$$

де P – тиск (Па); ρ – густина теплоносія (кг/м³); g – прискорення вільного падіння (м/с²); v – швидкість потоку (м/с); D – діаметр каналу (м); f – коефіцієнт тертя; z – координата вздовж каналу (м).

Рівняння (3) дозволяє моделювати динаміку потоку теплоносія в каналах активної зони ядерного реактора енергоблоку АЕС та прогнозувати зміну тиску при різних режимах експлуатації.

Розглянуті моделі (1)–(3) є ключовими елементами у побудові інтегрованих симуляційних систем, орієнтованих на підготовку оперативного персоналу АЕС. Вони забезпечують математично обґрунтований і достатньо точний опис фундаментальних фізичних процесів, що відбуваються в активній зоні ядерного реактора. Завдяки цьому цифрові двійники, побудовані на основі таких моделей, можуть ефективно використовуватися як для навчання персоналу та відпрацювання алгоритмів дій у штатних і аварійних режимах, так і для прогнозування поведінки реакторної установки та оптимізації її експлуатаційних режимів. Інтеграція даних моделей у сучасні симуляційні програмні комплекси сприяє підвищенню рівня експлуатаційної безпеки енергоблоків АЕС та мінімізації техногенних ризиків.

Інтегрована модель створена для комплексного аналізу та симуляції ключових процесів, що визначають функціонування енергоблоку АЕС. Основна мета її розробки полягає у забезпеченні коректного опису нейтронної кінетики, теплових процесів у паливі та теплоносії, а також гідродинамічних характеристик потоків охолоджувальної рідини. На відміну від окремих спрощених моделей, інтегрований підхід дозволяє враховувати взаємозв'язки між цими процесами, що забезпечує більш реалістичне відтворення динаміки реакторної установки. Внаслідок цього цифровий двійник на базі такої моделі може використовуватися не лише для цілей навчання, але й для оптимізації режимів роботи, прогнозування перехідних процесів та проведення безпечних віртуальних експериментів.

Для чисельної реалізації системи диференціальних рівнянь, які описують нейтронно-фізичні, теплофізичні та гідродинамічні процеси у реакторі енергоблоку АЕС, застосовуються сучасні чисельні методи. Зокрема, використовується метод скінченних різниць та метод скінченних елементів. Метод скінченних різниць ґрунтується на апроксимації похідних за допомогою різницевого аналога, що дозволяє звести диференціальні рівняння до системи алгебраїчних рівнянь. Ці рівняння можуть бути розв'язані чисельними алгоритмами, такими як метод Рунге – Кутта четвертого порядку, що забезпечує високу точність у відтворенні динаміки процесів. Метод скінченних елементів своєю чергою використовується для просторової дискретизації задач теплообміну та гідродинаміки, оскільки він забезпечує більшу гнучкість при моделюванні складної геометрії активної зони реактора та дозволяє досягати високої точності розрахунків у локальних областях.

Застосування комбінованого підходу дозволяє створити інтегровану модель, здатну описувати як стаціонарні режими, так і швидкоплинні перехідні процеси. Це має важливе значення під час аналізу сценаріїв штатної експлуатації та потенційних аварійних ситуацій, що потребують оперативної реакції персоналу. В результаті інтеграції таких математичних моделей у цифрові двійники створює інструмент нового покоління для атомної енергетики, який дозволяє одночасно забезпечувати підвищення рівня безпеки, оптимізацію експлуатаційних параметрів та розвиток сучасних методів підготовки фахівців.

Чисельний розв'язок моделі нейтронного балансу в активній зоні реактора, що представлено формулою (1), виконувався із використанням методу Рунге – Кутта четвертого порядку, як показано у формулі (4):

$$N_{n+1} = N_n + \frac{h}{6} (k_{eff1} + 2k_{eff2} + 2k_{eff3} + k_{eff4}), \quad (4)$$

де N_n – значення нейтронного потоку на кроці n ; h – крок інтегрування за часом; k_{eff1} , k_{eff2} , k_{eff3} , k_{eff4} – проміжні значення для підвищення точності обчислень. $k_{eff1} = f(N_i, t_i)$; $k_{eff2} = f(N_i + (k_1 \Delta t)/2, t_i + \Delta t/2)$; $k_{eff3} = f(N_i + (k_2 \Delta t)/2, t_i + \Delta t/2)$; $k_{eff4} = f(N_i + k_3 \Delta t, t_i + \Delta t)$.

Для чисельного розв'язку теплофізичної моделі передачі тепла в активній зоні ядерного реактора, що представлена формулою (2), виконувалася дискретизація методом скінченних різниць, як показано у формулі (5):

$$\frac{T_i^{n+1} - T_i^n}{\Delta t} = \alpha \frac{\partial^2 T_{i+1}^n - 2T_i^n + T_{i-1}^n}{(\Delta x)^2} + q_i, \quad (5)$$

де T_i^n – температура у вузлі i на часовому кроці n ; Δt – крок інтегрування за часом (секунди); Δx – крок просторової дискретизації; q_i – тепловиділення у вузлі i (Вт/м³).

Розв'язок гідродинамічної моделі переміщення теплоносія через активну зону ядерного реактора АЕС, модельовано рівнянням формули (3), виконувався методом скінченних різниць (6):

$$\frac{P_{i+1} - P_i}{\Delta z} = -\rho g - f \frac{\rho v_i^2}{2D}, \quad (6)$$

де P_i – тиск у точці i (Па); P_{i+1} – тиск у точці $i + 1$ (Па); v_i – швидкість потоку у точці i , (м/с); Δz – крок дискретизації у просторі.

Застосування методів чисельного моделювання у рамках концепції цифрових двійників енергоблоків АЕС дає можливість з високою точністю відтворювати фізичні процеси, що відбуваються в активній зоні ядерного реактора та його допоміжних системах. Це створює підґрунтя для глибокого аналізу експлуатаційних параметрів реакторної установки, прогнозування змін у динаміці режимів роботи та відтворення сценаріїв потенційних нештатних та аварійних ситуацій. Завдяки можливості багаторазового проведення симуляцій цифрові двійники дозволяють оцінювати ефективність дій оперативного персоналу у випадках відмов систем безпеки чи зміни зовнішніх умов, що робить їх важливим інструментом підвищення безпеки, вдосконалення управлінських рішень та оптимізації навчання персоналу АЕС.

Реалізація моделі здійснювалася на основі багатокомпонентного підходу, який поєднує фізичне моделювання процесів у ядерному реакторі, чисельні методи розв'язання диференціальних рівнянь та програмну реалізацію алгоритмів. Для цього використовувалася мова програмування MATLAB, що забезпечує зручні інструменти для чисельного інтегрування, дискретизації рівнянь та побудови графічних залежностей. Алгоритм включав завдання початкових та граничних умов для фізичних підсистем, чисельне розв'язання рівняння нейтронного балансу за допомогою методу Рунге – Кутта четвертого порядку, застосування методу скінченних різниць для опису процесів теплопередачі та гідродинаміки, а також візуалізацію отриманих результатів у вигляді графіків (рис. 1).

Результати моделювання продемонстрували динаміку зміни температури теплоносія, розподіл тиску в активній зоні та поведінку нейтронного потоку як у штатних, так і в аварійних режимах роботи. Це дає змогу проводити оцінку стійкості реакторної установки, визначати оптимальні параметри управління та прогнозувати розвиток можливих аварійних сценаріїв. Важливим напрямом розвитку є інтеграція цифрового двійника з автоматизованою системою управління технологічним процесом (АСУ ТП) SCADA-системами, що дозволяє використовувати реальні експлуатаційні дані для створення високореалістичних симуляцій. Такий підхід підвищує достовірність моделей, забезпечує безпечне і ефективне навчання оперативного персоналу та створює можливості для апробації режимів роботи енергоблоку АЕС без ризику для реальної установки.

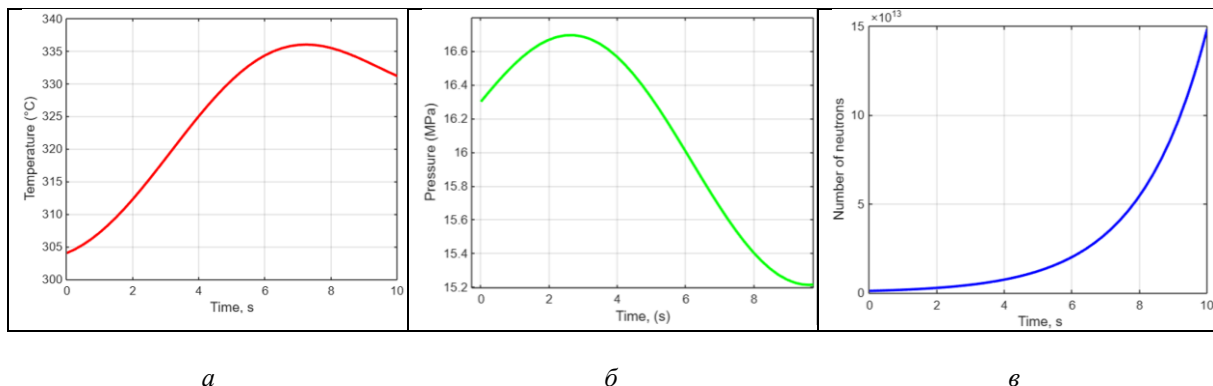


Рис. 1: а) графік динаміки змін температури теплоносія; б) графік розподілу тиску в активній зоні реактора; в) графік поведінки нейтронного потоку

Крім чисельного розв'язання основних рівнянь для моделювання процесів у ядерному реакторі енергоблоку АЕС, було проведено перевірку точності отриманих результатів шляхом порівняння їх із аналітичними розв'язками у спрощених випадках, що дозволило оцінити похибку інтегрування та скоригувати параметри дискретизації. Додатково тестувалися різні часові кроки інтегрування, завдяки чому вдалося досягти оптимального співвідношення між точністю розрахунків і швидкістю їх виконання. Побудовані графіки (рис. 1) відображають динаміку основних параметрів реактора, що дає змогу не лише здійснювати навчання оперативного персоналу, а й оцінювати ефективність роботи систем регулювання. На їх основі можна формувати сценарії експлуатації ядерного реактора в штатних та аварійних режимах функціонування, включно з відмовами обладнання, що забезпечує можливість підготовки оперативного персоналу в умовах, максимально наближених до реальних.

Розроблений цифровий двійник енергоблоку з реактором типу ВВЕР-1000 являє собою інтерактивну платформу для моделювання та аналізу основних фізико-технічних параметрів у режимі реального часу. Оператор або інструктор має можливість задавати вихідні умови, відстежувати зміну ключових

характеристик реакторної установки та оцінювати її поведінку за різних режимів роботи. Інтерфейс цифрового двійника передбачає інтерактивне налаштування параметрів, зокрема потоку нейтронів, температури палива, температури теплоносія та тиску в першому контурі, запуск симуляції реактора з передачею даних до обчислювального модуля, де здійснюється інтегрування рівнянь нейтронної кінетики, теплофізики та гідродинаміки, а також візуалізацію отриманих результатів у вигляді динамічних графіків у режимі реального часу. Це дає можливість відстежувати стійкість ядерного реактора енергоблоку АЕС, аналізувати можливі відхилення та оцінювати наслідки впливу різних керівних дій.

Інтеграція з середовищем Matlab Simulink забезпечує високу точність відтворення фізичних явищ завдяки використанню математичних моделей процесів, що відбуваються в активній зоні ядерного реактора енергоблоку АЕС. Це дозволяє отримувати достовірні дані про стан реакторної установки з урахуванням інформаційно-керуючих систем АСУ ТП енергоблоку АЕС. Після завершення моделювання користувач може аналізувати результати, коригувати параметри і повторювати симуляцію для дослідження реакції реактора на різні сценарії, враховуючи нештатні та аварійні.

У вікні «Графіки параметрів реактора ВВЕР-1000» (рис. 2) в режимі реального часу відображаються ключові характеристики роботи реакторної установки: нейтронний потік як показник реактивності та динаміки нейтронних процесів, температура палива як індикатор теплового навантаження на паливні збірки, температура теплоносія, що визначає ефективність теплообміну між паливом і теплоносієм, а також тиск у першому контурі, який характеризує стабільність теплогідравлічних процесів. Це забезпечує повноцінний аналіз динаміки процесів і підвищує ефективність підготовки оперативного персоналу, дозволяючи проводити безпечні тренування в умовах, максимально наближених до реальних експлуатаційних сценаріїв.

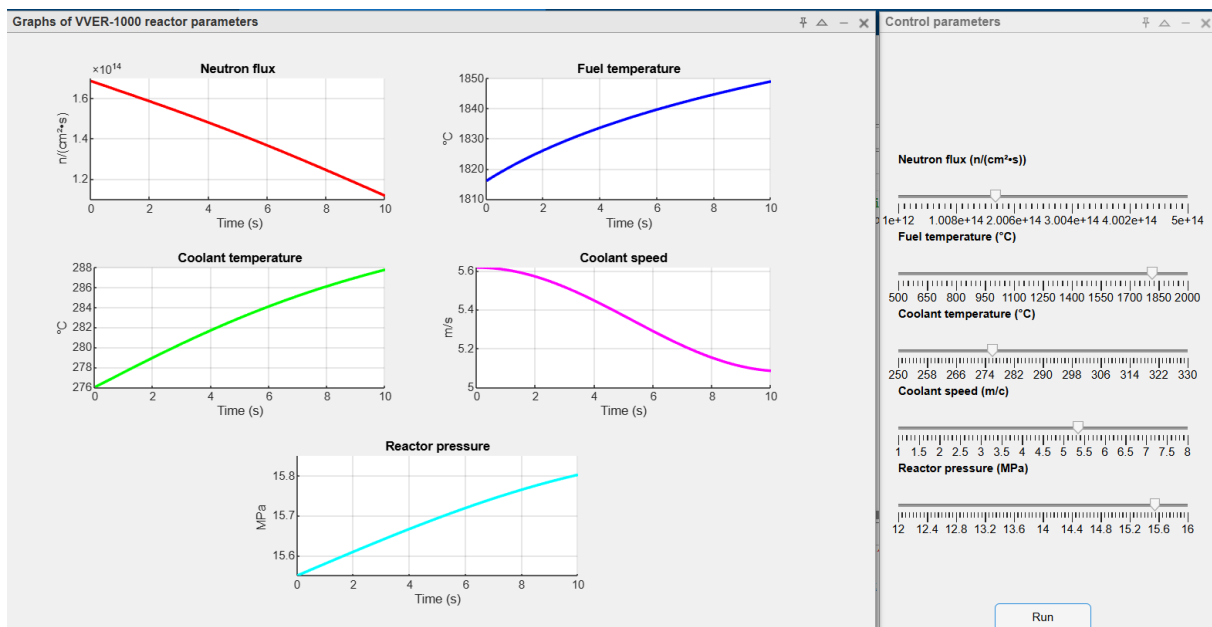


Рис. 2. Інтерфейс вікон «Графіки параметрів реактора ВВЕР-1000» та «Керування параметрами»

Після встановлення вихідних параметрів оператор (інструктор) активує симуляцію натисканням кнопки «Run», що забезпечує передачу введених значень у середовище Matlab Simulink та ініціює виконання моделювання динаміки ядерного реактора енергоблоку АЕС в режимі реального часу. Така інтеграція дозволяє безпосередньо відстежувати зміну характеристик ядерної установки та оперативно аналізувати її поведінку в штатних та аварійних режимах експлуатації. Інтерфейс користувача синхронізований із Simulink-моделлю, що гарантує інтерактивну взаємодію з обчислювальним модулем і забезпечує можливість безперервного моніторингу технологічних параметрів у процесі моделювання. Робота оператора з моделлю здійснюється відповідно до алгоритму, поданого на рисунку 3, що відображає логіку взаємодії між інтерфейсом, користувачем та математичним ядром симуляції.

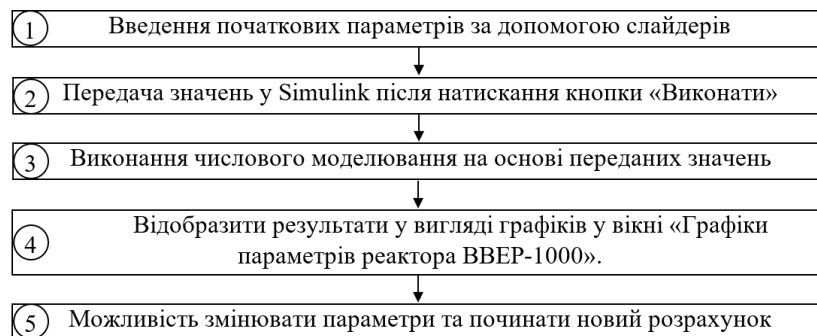


Рис. 3. Алгоритм взаємодії оператора (інструктора) з моделлю

Такий підхід забезпечує гнучкість у налаштуванні параметрів моделювання та створює умови для детального аналізу поведінки ядерного реактора енергоблоку АЕС як у штатних, так і нештатних аварійних режимах експлуатації. Це дає можливість досліджувати можливі аварійні ситуації, оцінювати їх наслідки та виробляти оптимальні стратегії реагування. Розроблений інтерфейс функціонує як ефективний інструмент для візуалізації та дослідження динаміки роботи ядерного реактора ВВЕР-1000, надаючи оперативному персоналу змогу змінювати вхідні параметри, аналізувати результати чисельних експериментів і приймати обґрунтовані рішення щодо керування ядерною установкою. Інтеграція з середовищем MATLAB Simulink забезпечує можливість високоточного відтворення складних фізичних процесів у реакторі, що істотно підвищує якість як аналітичних досліджень, так і програм навчання персоналу.

Для оцінки точності та працездатності створеного цифрового двійника енергоблоку АЕС з реактором ВВЕР-1000 було проведено серію тестових розрахунків у різних експлуатаційних режимах. Перевірка враховувала моделювання штатного режиму, режимів підвищеного та зниженого навантаження, а також сценарії з відхиленням технологічних параметрів, зокрема різке зменшення або збільшення потужності, зміни температури теплоносія та варіації нейтронного балансу при різних положеннях регулюючих стрижнів. Результати чисельних експериментів порівнювалися з розрахунковими значеннями, отриманими за допомогою апробованих методик теплогідрравлічного та нейтронно-фізичного аналізу. Додатково було виконано оцінку стабільності моделі шляхом аналізу її реакції на зміни вхідних даних. Встановлено, що середні відхилення основних параметрів не перевищують 2–3 %, що підтверджує високу точність та адекватність моделі реальним фізичним процесам, які відбуваються в активній зоні ядерного реактора АЕС. У таблиці 1 наведено порівняльні результати апробації для ключових характеристик реакторної установки ВВЕР-1000, що демонструють відповідність моделі реальним даним і підтверджують її придатність для подальшого використання у навчанні та дослідженнях.

Таблиця 1
Порівняльні результати апробації для основних характеристик реакторної установки ВВЕР-1000

Технологічний параметр	Розрахункове значення	Чисельне моделювання	Відхилення (%)
Нейтронний потік (н/см ² ·с)	$3,2 \times 10^{13}$	$3,15 \times 10^{13}$	1,56
Температура палива (°C)	1450	1428	1,52
Температура теплоносія (°C)	320	314	1,88
Тиск у реакторі (МПа)	15,7	15,5	1,27

Додатково проведена перевірка моделі на стійкість до змін зовнішніх умов показала її високу адаптивність: зокрема, аналіз ядерного реактора при варіації швидкості циркуляції теплоносія засвідчив, що відхилення температури не перевищувало 3 % навіть за значних коливань параметрів. Дослідження впливу зміни коефіцієнта регулювання потужності дозволило визначити оптимальні межі його застосування без втрати стійкості системи. Окремо було протестовано реакцію цифрового двійника на нештатні аварійні сценарії, враховуючи раптове припинення подачі охолоджувача або зниження ефективності теплообміну. У результаті підтверджено коректність моделі під час відтворення перехідних процесів і доведено її придатність для прогнозування критичних станів реакторної установки.

Отримані результати свідчать, що розроблена модель цифрового двійника є ефективним інструментом аналізу експлуатаційних характеристик енергоблоку ВВЕР-1000, оптимізації режимів його роботи, навчання персоналу та оцінки безпеки ядерної установки. Завдяки чисельній апробації та проведеним валідаційним тестам підтверджено високу точність моделі та її застосовність для дослідження реакторних процесів у різних сценаріях експлуатації. Ефективність такого підходу пояснюється використанням

сучасних симуляційних технологій, що дозволяють у режимі реального часу прогнозувати поведінку енергоблоків АЕС, оперативно виявляти відхилення у роботі обладнання та забезпечувати підготовку персоналу в умовах, максимально наближених до реальних.

Порівняльний аналіз показав, що цифрові двійники забезпечують вищу ефективність розвитку навичок оперативного персоналу порівняно з традиційними методами підготовки. Завдяки можливості моделювати складні аварійні сценарії, які неможливо або небезпечно відтворювати на реальному обладнанні, вони дозволяють оперативному персоналу відпрацьовувати дії у критичних умовах. Зокрема, симуляції відмов системи охолодження підтвердили, що оперативний персонал, який навчався із застосуванням цифрових двійників, демонструє швидшу реакцію та більш ефективні рішення порівняно з традиційно підготовленими операторами.

Основні переваги такого підходу полягають у можливості інтерактивного навчання без ризику для реальної установки. На відміну від класичних методів, що обмежуються теорією або використанням фізичних тренажерів, цифрові двійники дозволяють повністю занурювати оперативний персонал у процеси управління АЕС завдяки реалістичному відтворенню динаміки ядерного реактора та аналізу потенційних аварій. Важливою відмінністю від традиційних симуляторів є робота у режимі реального часу з урахуванням фактичних експлуатаційних параметрів і адаптацією до змінних умов. Це надає можливість не лише реагувати на поточні відхилення, а й прогнозувати майбутні відмови з урахуванням реальних характеристик матеріалів та конструкцій, що змінюються протягом тривалого періоду експлуатації.

Запропонований підхід також вирішує проблему недостатньої готовності оперативного персоналу до нештатних аварійних ситуацій, забезпечуючи відпрацювання конкретних сценаріїв у безпечних умовах. Додатково цифрові двійники можуть застосовуватися для діагностики та прогнозування технічного стану обладнання, аналізуючи накопичення пошкоджень у матеріалах і визначаючи необхідність технічного обслуговування або заміни вузлів. Це суттєво підвищує рівень безпеки експлуатації АЕС та знижує ризик виникнення аварій.

Разом з тим дослідження має певні обмеження. Для забезпечення достовірності результатів цифрові двійники потребують регулярного оновлення даних та точного калібрування моделей. Помилки у вхідних даних або недосконалість математичних моделей можуть призвести до некоректних прогнозів, що створює ризики у процесі прийняття рішень. Ефективність симуляцій також залежить від рівня підготовки оперативного персоналу, оскільки навіть найточніша модель не гарантує правильного реагування за відсутності належних аналітичних навичок. Крім того, висока вартість розробки та впровадження цифрових двійників обмежує можливість їх широкого використання, а реалістичність прогнозів суттєво залежить від точності вимірювань і доступності якісних даних.

Подальші дослідження доцільно зосередити на підвищенні точності цифрових моделей, зменшенні вартості їх реалізації та розширенні можливостей адаптації до різних типів реакторних установок. Перспективним напрямом є також інтеграція цифрових двійників з АСУ ТП SCADA енергоблоків АЕС, що дозволить підвищити рівень безпеки експлуатації та ефективність підготовки оперативного персоналу.

Висновки та перспективи подальших досліджень. Створено комплексну модель цифрового двійника, яка об'єднує в єдину систему нейтронно-фізичний, теплофізичний та гідродинамічний блоки. Ця інтеграція дозволяє враховувати взаємозв'язки між ключовими процесами в активній зоні ядерного реактора, що забезпечує більш реалістичне відтворення його динаміки порівняно з ізольованими моделями. Порівняння результатів чисельного моделювання з експлуатаційними даними та апробованими методиками розрахунків показало, що середнє відхилення ключових параметрів (нейтронного потоку, температур палива та теплоносія, тиску) не перевищує 2–3 %. Це свідчить про високу адекватність моделі реальним фізичним процесам, що відбуваються в реакторі ВВЕР-1000.

Цифровий двійник продемонстрував свою здатність достовірно відтворювати як штатні, так і перехідні та аварійні режими роботи. Це робить його цінним інструментом не лише для оптимізації технологічних параметрів і прогнозування поведінки ядерного реактора, але й для безпечного навчання оперативного персоналу, відпрацювання дій у нештатних аварійних ситуаціях та проведення віртуальних експериментів.

Реалізація моделі в середовищі MATLAB/Simulink з розробкою графічного інтерфейсу користувача забезпечила зручне інтерактивне управління технологічними параметрами, проведення симуляцій у режимі реального часу та наочну візуалізацію результатів у вигляді динамічних графіків, що значно підвищує ефективність роботи з моделлю.

References:

1. Song, H., Song, M. and Liu, X. (2022), «Online autonomous calibration of digital twins using machine learning with application to nuclear power plants», *Applied Energy*, Vol. 326, doi: 10.1016/j.apenergy.2022.119995.
2. Hui, J., Ling, J., Gu, K. and Yuan, J. (2021), «Adaptive backstepping controller with extended state observer for load following of nuclear power plant», *Progress in Nuclear Energy*, Vol. 137, doi: 10.1016/j.pnucene.2021.103745.

3. Zhong, W., Wang, M., Wei, Q. and Lu, J. (2022), «A New Neuro-Optimal Nonlinear Tracking Control Method via Integral Reinforcement Learning with Applications to Nuclear Systems», *Neurocomputing*, Vol. 483, pp. 361–369, doi: 10.1016/j.neucom.2022.01.034.
4. Lu, Q., Yuan, Y., Li, F. et al. (2021), «Prediction method for thermal-hydraulic parameters of nuclear reactor system based on deep learning algorithm», *Applied Thermal Engineering*, Vol. 196, doi: 10.1016/j.applthermaleng.2021.117272.
5. Song, H., Liu, X. and Song, M. (2023), «Comparative study of data-driven and model-driven approaches in prediction of nuclear power plants operating parameters», *Applied Energy*, Vol. 341, doi: 10.1016/j.apenergy.2023.121077.
6. Koraniy, A. and Ansarifard, G.R. (2025), «Neutronic design and optimizing the mixed core of VVER-1000 nuclear reactor via ANN-GA approach as machine learning method», *Nuclear Engineering and Design*, Vol. 432, doi: 10.1016/j.nucengdes.2025.113827.
7. El-Sefy, M., Yosri, A., El-Dakhakhni, W. et al. (2021), «Artificial neural network for predicting nuclear power plant dynamic behaviors», *Nuclear Engineering and Technology*, Vol. 53, No. 10, pp. 3275–3285, doi: 10.1016/j.net.2021.05.003.
8. Budanov, P., Oliinyk, Yu., Cherniuk, A. and Brovko, K. (2024), «Fractal approach for the researching of information emergency features of technological parameters», *AIP Conference Proceedings*, Al-Furat Al-Awsat Technical University, Al-Samawa, Iraq, doi: 10.1063/5.0191648.
9. Budanov, P., Khomiak, E., Kyrsov, I. et al. (2022), «Building a model of damage to the fractal structure of the shell of the fuel element of a nuclear reactor», *Eastern-European Journal of Enterprise Technologies*, Vol. 8, No. 118, pp. 60–70, doi: 10.15587/1729-4061.2022.263374.
10. Budanov, P., Oliinyk, Yu., Cherniuk, A. and Brovko, K. (2024), «Dynamic Fractal Cluster Model of Informational Space Technological Process of Power Station», *Lecture Notes on Data Engineering and Communications Technologies*, Vol. 221, pp. 141–155, doi: 10.1007/978-3-031-71801-4_11.
11. Gong, H., Zhu, T., Chen, Z. et al. (2023), «Parameter identification and state estimation for nuclear reactor operation digital twin», *Annals of Nuclear Energy*, Vol. 180, doi: 10.1016/j.anucene.2022.109497.
12. Cancemi, S.A., Lo Frano, R., Santus, C. and Inoue, T. (2023), «Unsupervised anomaly detection in pressurized water reactor digital twins using autoencoder neural networks», *Nuclear Engineering and Design*, Vol. 413, doi: 10.1016/j.nucengdes.2023.112502.
13. Hou, G., Xiong, J., Zhou, G. et al. (2021), «Coordinated control system modeling of ultra-supercritical unit based on a new fuzzy neural network», *Energy*, Vol. 234, doi: 10.1016/j.energy.2021.121231.
14. Wu, X., Zhang, Y., Shi, M. et al. (2022), «An adaptive federated learning scheme with differential privacy preserving», *Future Generation Computer Systems*, Vol. 127, pp. 362–372, doi: 10.1016/j.future.2021.09.015.
15. Racheal, S., Liu, Y. and Ayodeji, A. (2022), «Evaluation of optimized machine learning models for nuclear reactor accident prediction», *Progress in Nuclear Energy*, Vol. 149, doi: 10.1016/j.pnucene.2022.104263.

Бровко Костянтин Юрійович – кандидат технічних наук, доцент, доцент кафедри електротехніки та електроенергетики Харківського національного університету імені В.Н. Каразіна.

<https://orcid.org/0000-0002-9669-9316>.

Наукові інтереси:

- інформаційно-керуючі системи енергоблоків АЕС;
- цифрові двійники електротехнічних комплексів.

Буданов Павло Феофанович – кандидат технічних наук, доцент, доцент кафедри електротехніки та електроенергетики Харківського національного університету імені В.Н. Каразіна.

<https://orcid.org/0009-0000-4519-3879>.

Наукові інтереси:

- системи автоматизації енергетичних процесів;
- фрактально-кластерний аналіз енергосистем.

Винокурова Наталія Дмитріївна – асистент кафедри електротехніки та електроенергетики Харківського національного університету імені В.Н. Каразіна.

<https://orcid.org/0009-0008-6210-838X>.

Наукові інтереси:

- системи обробки інформації;
- цифрові двійники електротехнічних комплексів.

Великогорський Олег Володимирович – аспірант кафедри електротехніки та електроенергетики Харківського національного університету імені В.Н. Каразіна.

<https://orcid.org/0009-0005-6102-0659>.

Наукові інтереси:

- системи обробки інформації;
- цифрові двійники електротехнічних комплексів.

Brovko K.Yu., Budanov P.F., Vynokurova N.D., Velykohorskyi O.V.

Development of an integrated digital twin model for the efficient operation of nuclear power plant units

The article presents the results of a study on the development and implementation of an integrated model of a digital twin of a nuclear power plant unit. The relevance of the study is due to the need to increase the efficiency, safety and reliability of the operation of nuclear power plants in the context of digitalization of the energy sector. The proposed model implements a complex modeling of interconnected physical processes, including neutron-physical processes of the fission chain reaction, thermophysical processes of heat transfer and heat release, as well as hydrodynamic processes of coolant circulation. The mathematical basis of the model is based on a system of partial differential equations describing the dynamics of key parameters of the reactor plant. For numerical implementation, finite difference and fourth-order Runge-Kutta methods were used, which ensured high accuracy of calculations. The software implementation was performed in the MATLAB environment using Simulink libraries for modeling dynamic systems and Matplotlib for visualization of results. The developed interactive graphical interface allows for operational control of modeling parameters and visualization of results in real time. The model validation was carried out by comparing the modeling results with the operational data of operating power units. The results demonstrate high accuracy of the model, i.e. the average deviation of the calculated values of key parameters does not exceed 2–3 %. The ability to simulate emergency situations and transient regimes is of particular value and makes the developed digital twin an effective tool for optimizing operating modes, predicting the behavior of the reactor installation, training operational personnel, practicing actions in emergency situations and conducting virtual experiments. The developed model can be integrated with existing automated control systems to create a single information and control space for power units of nuclear power plants.

Keywords: digital twin; nuclear power plant; nuclear reactor; mathematical modeling; neutron-physical calculation; thermophysical processes; hydrodynamics.

Стаття надійшла до редакції 16.09.2025.