

## ПОШУК МЕЖ ПРЕДСТАВЛЕННЯ ВНУТРІШНІХ ЗБУРЕНЬ АКТИВНОЇ ЗОНИ ВВЕР-1000 У ВИГЛЯДІ ФІЗИКО-МАТЕМАТИЧНОЇ ТА АПРОКСИМАЦІЙНОЇ МОДЕЛЕЙ

Т. В. Петік, М. В. Лобачев

Національний університет «Одеська політехніка»

**Анотація.** Наукова стаття присвячена дослідженню використання фізико-математичних та апроксимаційних моделей для імітаційного моделювання системи керування зміни потужності на АЕС з ВВЕР-1000. Досліджено методи управління енерговиділенням, розв'язано задачу оптимального керування реактором та розроблено структурну схему автоматичної системи управління. З'ясовано межі використання моделей для забезпечення стійкості процесів управління.

**Ключові слова:** АСР, програми регулювання, потужність реактора, пошук меж, водо-водяний енергетичний реактор.

### Вступ

Мета роботи представляє собою пошук меж використання представлення внутрішніх збурень активної зони у вигляді фізико-математичної моделі та апроксимаційної моделі для застосування в імітаційному моделюванні автоматизованої системи керування зміни потужності на АЕС з ВВЕР-1000 для різних статичних програм регулювання зміни потужності енергоблоку.

Для досягнення мети були поставлені й вирішені наступні задачі:

- провести аналіз методів управління енерговиділенням активної зони ВВЕР-1000;
- розв'язати задачу оптимального керування при регулюванні ядерного реактора при розподіленні активної зони на елементарні комірки;
- розробити структурну схему автоматичної системи управління для циклічного навантаження при змінній температурного поля ядерного реактора на базі взаємодії апроксимаційної і фізико-математичної моделей, для різних статичних програм регулювання при забезпеченні стійкості кількісної міри активної зони;
- знайти межу використання представлення внутрішніх збурень активної зони у вигляді фізико-математичної моделі та апроксимаційної моделі для застосування в імітаційному моделюванні автоматизованої системи керування зміни потужності на АЕС з ВВЕР-1000.

### 1. Основні напрямки розвитку методів управління енерговиділенням ВВЕР-1000 та вирішення задачі оптимального управління

Метод управління енерговиділенням ВВЕР-1000, відомий як метод офсетно-офсетних

© Петік Т. В., Лобачев М. В., 2024

фазових діаграм, являє собою наступний принцип. [1] У кожний момент часу єдиний рівноважний розподіл в активній зоні йоду та ксенону, а також єдине рівноважне значення аксіального офсету (АО), відповідають поточному «управлінню» - положенню регулюючих органів або іншим керуючим впливам. При фіксованому управлінні це є «нерухомою точкою», щодо якої відбуваються коливання миттєвого АО. Таким чином, рівноважний АО є функцією управління і характеристикою процесу.

У координатах АА\* процес управління реактором представлений безперервною траєкторією на фазовому портреті офсетної або F-діаграми. Керуючі впливи визначають траєкторію процесу. Метод F-діаграм є адаптацією для ВВЕР-1000 ксенон-йодних діаграм, що використовуються при експлуатації реакторів з водою під тиском.

Принцип рухомої рівноваги формулюється при використанні F-діаграм: для придушення ксенонових коливань рівноважний АО повинен змінюватися в протифазі з миттєвим. Простий метод управління, що переводить реактор з нерівноважного в рівноважний стан, включає три фази. У першій фазі управління спрямоване на утримання поточної точки у допустимій області до зміни знаку АО. Після зміни знаку АО у другій фазі поточна точка спрямовується до заданої точки рівноважного стану діагоналі діаграми. У третій фазі відбувається остаточне придушення коливань - рух точки по прямій  $АО = const$  (метод підтримки постійного АО).

Ще одним із методів управління енерговиділенням ВВЕР-1000 є метод цуга. [1-3] Цей метод заснований на методі "мода-X", який використовує декілька груп органів регулювання з різною ефективністю [3]. Ці групи вводяться в активну зону і переміщуються у ній у порядку, враховуючи їх ефективність – менш ефективні

групи занурюються на більшу глибину [4]. Основний принцип «мода-Х» полягає у можливості впливу при введенні керуючих груп у різні (за висотою) половини а.з. на реактивність та аксіальний офсет без використання системи борного регулювання.

Метод управління ВВЕР, аналогічний методу «мода-Х», для роботи в маневреному режимі передбачає управління положенням будь-якої кількості керуючих груп за допомогою двох параметрів: занурення та дистанції цуга. При цьому на переміщення груп накладаються обмеження. Певна послідовність груп називається цугом. Керуючі групи цуга переміщуються у певній послідовності, зворотній до їхнього введення в активну зону.

Положення кожної групи визначається відстанню від нижнього кінця поглинаючих елементів до низу активної зони. Вага групи залежить від кількості поглиначів у ній і нормується загальна кількість керуючих груп. Групи впорядковані за зменшенням ваг. Занурення групи визначається глибиною її занурення та її вагою. Дистанція цуга визначає відстань між групами в цузі, а занурення цуга відповідає сумарній кількості поглиначів, введеного в активну зону. Управління положенням будь-якої кількості керуючих груп може бути спрощено до завдання двох параметрів цуга: занурення та дистанції.

Таким чином, керування цугом дозволяє встановити однозначну відповідність між керуючими параметрами (занурення, дистанція) і керованими параметрами (реактивність, АО).

Ще одним із методів управління енерговиділенням ВВЕР-1000 є метод просторової локалізації ксенонівих процесів. [5] Він призначений для керування реактором у маневреному режимі, при якому щодобово відбувається розвантаження зі 100% до 70-80% номінальної потужності. При цьому розвантаженні висотне розподілення енерговиділення за допомогою керуючих груп формується таким чином, що зміна потужності відбувається у верхній половині активної зони, а потужність нижньої половини залишається незмінною. Це дозволяє мінімізувати ксеноніві перехідні процеси та запобігати сильним просторовим коливанням після завершення маневру потужністю.

У ході випробувань маневрів потужністю з нічними розвантаженнями до 80% номінальної потужності ( $Q_{\text{ном}}$ ) [5] енергоблоку АЕС було розроблено метод управління, спрямований на мінімізацію водообміну. Маневр здійснювався за допомогою наступних заходів:

- переміщення двох груп органів регулювання – (№10) та групи управління активною зоною (№5);

- регулювання температури теплоносія на вході в активну зону ( $T_{\text{вх}}$ ) у межах, що відповідають зміні тиску пари в головному паровому колекторі ( $P_2$ ) у діапазоні 6–6.2 МПа;

- введення в перший контур дистилату для компенсації вигорання минулої доби, спільно з ефектом «вибігу реактивності» в результаті вигорання ксенону на етапі підвищення потужності.

Під час випробувань потужність реактора знижується переважно через переміщення керуючих груп, що при існуючих регламентних обмеженнях не дозволяє підтримувати постійний аксіальний офсет. Для вирішення цієї проблеми було застосовано принцип стабілізації АО, заснований на просторовій локалізації ксенонівих процесів.

Використовуючи визначення АО, для двох різних станів реактора можна встановити зв'язок між офсетом ( $AO_1, AO_2$ ), потужністю ( $Q_1, Q_2$ ) та потужністю нижньої половини активної зони ( $Q_{1h}, Q_{2h}$ ) за формулою:

$$\frac{(AO_2 + 1)Q_2}{(AO_1 + 1)Q_1} = \frac{Q_{2h}}{Q_{1h}}$$

Ця формула показує, що при зниженні потужності реактора з 100% до 80% від номінальної потужності, щоб підтримувати потужність нижньої половини активної зони в межах від 0,9 до 1 вихідної необхідно збільшити початковий офсет, який становить 3% в стаціонарному стані, до значень у діапазоні від 16 до 29%.

Дослідження показали, що максимальне відхилення офсету становило близько 30%. Таким чином, було продемонстровано можливість роботи ВВЕР-1000 у режимі щодобових змін навантаження.

Також відомий метод підтримки рівноважного аксіального офсету для управління енерговиділенням ВВЕР-1000. Запропоновано два способи придушення ксенонівих коливань [6, 7], представлені простими частковими рішеннями рівнянь коливань. Ці методи відомі як метод підтримки постійного АО та метод підтримки рівноважного АО.

При постійній потужності рівняння коливань виглядають так:

$$\frac{dA_j}{dt} = a_{jj}A_j + a_{j\varphi}A_\varphi,$$

$$\frac{dA_x}{dt} = a_{xj}A_j + a_{xx}A_x + a_{x\varphi}A_\varphi,$$

$$A_\varphi = C_x A_x + k A^*,$$

де  $A_j$ ,  $A_x$ ,  $A_\varphi$  – офсети розподілу йоду, ксенону та щільності потоку нейтронів відповідно;  $A_\varphi^*$  – рівноважний розподіл ксенону за поточного стану органів регулювання; інші коефіцієнти постійні і залежать від властивостей реакцій на йоді і ксеноні, потужності і розмірів активної зони, а також усереднених показників інтегрального поглиначка.

Коли  $A_\varphi = A_\varphi^*$ , система приходить до рішення, що збігається, що призводить до придушення коливань. Оскільки  $AO \sim A_\varphi$ , умова  $A_\varphi = A_\varphi^*$  означає, що  $AO = AO^*$ , що F-діаграма відповідає руху фазової точки вздовж діагоналі офсет-офсетної діаграми. Утримуючи фазову точку на цій діагоналі, досягається придушення коливань ксенону. Цей метод називається підтримкою рівноважного АО. Як і метод підтримки постійного АО [6] він гарантує придушення коливань, але за менший час.

З використанням методу підтримки постійного аксіального офсету процес придушення коливань займав 30 – 40 годин, при цьому група органів регулювання опускалася до 70% і потім поверталася у вихідне положення. У разі застосування методу підтримки рівноважного аксіального офсету процес придушення коливань тривав 1 годину і група органів регулювання досягала кінцевого положення 70%, при цьому кінцевий офсет становив 14%.

На атомних електростанціях впроваджувалися методи управління потужністю та розподілом енерговиділення, що характеризуються такими особливостями [8]. В управлінні беруть участь три «керуючі» групи органів регулювання з номерами 10, 9 та 8, що містять відповідно 6, 7 та 9 органів регулювання. Група органів регулювання (№10) постійно перебуває у проміжному положенні, тоді як групи 8 і 9 вводяться в активну зону за потребою. Ці керуючі групи були обрані таким чином, щоб їх введення в активну зону забезпечувало зниження потужності від номінального рівня до 10% при мінімальному спотворенні радіального розподілу енерговиділення.

При розвантаженні органів регулювання, що змінює потужність активної зони ефекти реактивності компенсуються цими органами, що підтримує величину підкритичності на необхідному рівні. Глибина занурення груп не обмежується для оптимізації керування. У стаціонарних станах рекомендується витягувати групи 8 та 9 з активної зони, а положення регулюючої групи утримувати не нижче 70% [8].

Для керування потужністю реактора можна змінювати температуру теплоносія, що може включати зміну тиску головного парового колектора. Використовуються два режими температурного регулювання:

- «пасивний» режим, де температура теплоносія змінюється внаслідок зміни потужності реактора чи турбогенератора;

- «активний» режим, де температура теплоносія регулюється зміною тиску пари в головному паровому колекторі за допомогою регулятора турбогенератора за умови постійної потужності турбогенератора.

Також було змінено обмеження на величину аксіального офсету та коефіцієнта нерівномірності енерговиділення за обсягом, які тепер безперервно залежать від рівня потужності, що відображено на офсет-потужнісній та  $K_v$ -потужнісній діаграмах.

## 2. Моделювання та розробка структури автоматичної системи управління ЯЕУ

Фізико-математичні моделі ядерно-енергетичних установок (ЯЕУ) не можуть бути інтегровані в комп'ютерну систему автоматизації, що використовується на атомних електростанціях, у режимі реального часу через присутність нелінійності та відсутність обчислювальних ресурсів, необхідних для ефективної роботи комп'ютерної системи автоматизації на АЕС [9]. У зв'язку з цим, при зміні потужності енергоблоку керування здійснюється оператором у ручному режимі на основі номограм, що створюються на основі результатів попередніх розрахунків за допомогою відповідних моделей.

Для регулювання локальних регуляторів використовуються прості лінеаризовані математичні моделі. Найбільш складне математичне забезпечення використовується для розрахунку нейтронно-фізичних властивостей активної зони реактора. Така модель [10] є системою нелінійних диференціальних рівнянь і використовується для прогнозування стану реактора, враховуючи всю історію експлуатації поточної кампанії ядерного палива [11, 12]. Для керування ядерним реактором оператор використовує спеціальні номограми, які розробляються на основі попередніх розрахунків за допомогою математичної моделі та регламенту, що визначає порядок дій залежно від значень технологічних параметрів. Однак, навіть з використанням номограм і регламенту, оператор може допустити помилку. У даному дослідженні [11] була скомпонована модель, яка включає розроблену апроксимовану модель,

описуючи зміну реактивності під впливом отруєння ксеноном в залежності від величини збурення.

Шляхом розрахунку повної математичної моделі [11] було отримано значення, які описують стан активної зони реактора при стаціонарному рівні потужності з мінімальною похибкою [13, 14]. Однак ці значення не можуть бути використані для оперативного управління під час маневрування потужності через значний час, необхідний для їхніх розрахунків. Саме для вирішення цієї проблеми було застосовано апроксимаційну модель.

Створено багатозонну модель енергоблоку з реактором типу ВВЕР-1000 з розподіленими параметрами [15]. Крім того, були синтезовані три окремі одноконтурні автоматичні системи регулювання потужності [16], за допомогою яких підтримується один з технологічних параметрів: температура теплоносія на вході в активну зону реактора ( $T_{вх}$ ), середня температура теплоносія ( $T_{сеп}$ ), тиск пари в другому контурі ( $P_2$ ). Зміна концентрації борної кислоти – це керуючий вплив для цих параметрів.

З використанням вказаних автоматичних систем регулювання вивчаються три статичні програми управління для одного й того ж об'єкта – ЯЕУ з ВВЕР-1000 [17]. Для аналізу перехідних процесів при перемиканні з однієї програми регулювання на іншу в існуючу модель автоматичної системи регулювання було додано перемикач зазначених програм [18].

На рисунку 1 показано спрощену структурну схему управління ЯЕУ з апроксимаційною моделлю.



Рис. 1. Структурна схема комп'ютерної системи автоматизації зміни потужності ЯЕУ з ВВЕР-1000

Алгоритм добового маневру потужністю працює у режимі прогнозування [19]. Спочатку виконується моделювання роботи реакторної установки (РУ) в маневреному режимі. РУ експлуатується по одній із трьох розглянутих

програм регулювання: з постійним тиском у другому контурі, з постійною температурою теплоносія на вході в активну зону реактора, а також із постійною середньою температурою теплоносія в реакторі.

Потужність РУ спочатку підтримується постійною. Потім шляхом введення розчину борної кислоти в реактор потужність знижується [13]. Після цього відбувається отруєння реактора, що призводить до подальшого зниження його потужності. Потім РУ працює на пониженій потужності. У цей період обчислюється значення апроксимаційної моделі, що відповідає кожній з програм регулювання потужності. Значення апроксимаційних моделей для різних програм порівнюються між собою, і обирається мінімальне. Якщо мінімальне значення відповідає поточній програмі регулювання потужності, то РУ продовжує працювати за цією програмою. У протилежному випадку обладнання переключасться, і зміна потужності відбувається за іншою програмою регулювання [12]. Цей цикл триває протягом усієї паливної кампанії.

Використання апроксимаційної моделі для обчислень дозволяє передбачити процеси, що виникають в активній зоні протягом конкретного періоду часу. Цей прогноз є достатнім для виконання маневрування потужністю, яке оператор здійснює протягом 2 годин. Наслідки маневрування потужністю проявляються приблизно протягом 30 годин, тому після 18-20 годин експлуатації ЯЕУ підсистема управління отримує оновлені обчислювані дані і розраховує коефіцієнти апроксимаційної моделі. Підлаштування регуляторів потужності відбувається на основі цих перерахованих коефіцієнтів [20].

### 3. Пошук меж використання представлення внутрішніх збурень активної зони

Для визначення оптимального часу перерахунку апроксимаційної моделі порівнюються дані розрахунку реактивності отримані через апроксимаційну модель та фізико-математичну модель. Початкове відхилення приймається  $\pm 0,5\%$  від фізико-математичної моделі, що утворює коридор допустимих відхилень. Якщо значення фізико-математичної моделі входять в обраний коридор ( $\pm 5\%$  від значень фізико-математичної моделі), то розрахунки апроксимаційної моделі можна вважати коректними та використовувати їх для управління потужністю ЯЕУ.

Далі наведені таблиці, у яких порівнюються значення реактивностей отримані з розрахунків зазначених моделей. Для зручності відображення даних у таблицях прийняті наступні позначення:  $t$  – час,  $\rho_{\text{апр}}$  – значення реактивності отримане за розрахунком апроксимаційної моделі,  $\rho_{\text{фм}}$  – значення реактивності отримане за розрахунком фізико-математичної моделі,  $\rho_{\text{Хфм}}$  – значення реактивності отримане за розрахунком фізико-математичної моделі з урахуванням обраного відхилення, де  $X$  – коефіцієнт відхилення. Останній стовпець таблиць показує чи входить значення отримане з розрахунку апроксимаційної моделі в обраний коридор відхилень, тут 1 – істина і значення належить обраному коридору, а 0, відповідно, показує, що значення виходить за межі коридору.

Порівняння значень розрахунків при збільшенні потужності з 0 до 3000 МВт наведено в таблиці 1.

Таблиця 1  
Розрахункові значення моделювання при зміні потужності 0 – 3000 МВт та відхиленні 0,5%

$t$ , хв	$\rho_{\text{апр}}$ , %	$\rho_{\text{Хфм}}$ , %	$\rho_{0,995\text{фм}}$ , %	$\rho_{1,005\text{фм}}$ , %	$\rho_{0,995\text{фм}} < \rho_{\text{апр}} < \rho_{1,005\text{фм}}$
0	-0,00085	-0,00186	-0,00185	-0,00187	0
2	-0,09901	-0,09203	-0,09157	-0,09249	0
58	-0,23643	-0,25185	-0,25059	-0,25311	0
128	-0,39349	-0,39255	-0,39059	-0,39451	1
180	-0,56527	-0,56286	-0,56005	-0,56568	1
240	-0,74196	-0,72664	-0,72301	-0,73028	0
296	-0,90884	-0,91862	-0,91403	-0,92321	0
363	-1,07571	-1,07428	-1,06891	-1,07965	1
419	-1,23277	-1,23110	-1,22494	-1,23725	1
479	-1,37511	-1,36933	-1,36248	-1,37618	1
535	-1,50762	-1,52090	-1,51329	-1,52850	0
601	-1,63523	-1,63783	-1,62965	-1,64602	1
657	-1,75794	-1,74526	-1,73653	-1,75398	0
714	-1,86100	-1,86686	-1,85752	-1,87619	1
784	-1,95917	-1,95471	-1,94494	-1,96449	1
840	-2,04260	-2,04440	-2,03418	-2,05462	1
903	-2,11622	-2,11670	-2,10612	-2,12728	1
959	-2,18985	-2,19050	-2,17954	-2,20145	1
1022	-2,25365	-2,25709	-2,24580	-2,26838	1
1085	-2,31746	-2,31083	-2,29928	-2,32238	1
1141	-2,36654	-2,36573	-2,35391	-2,37756	1
1205	-2,41562	-2,41267	-2,40061	-2,42474	1
1264	-2,45979	-2,45524	-2,44297	-2,46752	1
1324	-2,49905	-2,49162	-2,47917	-2,50408	1
1380	-2,53341	-2,53053	-2,51788	-2,54319	1
1447	-2,56286	-2,56166	-2,54885	-2,57447	1
1506	-2,59231	-2,58954	-2,57660	-2,60249	1

1566	-2,62176	-2,61299	-2,59993	-2,62606	1
1622	-2,64139	-2,63754	-2,62435	-2,65073	1
1689	-2,68065	-2,67142	-2,65806	-2,68478	1
1801	-2,71992	-2,69825	-2,68475	-2,71174	0
1920	-2,74446	-2,71651	-2,70292	-2,73009	0
2036	-2,76409	-2,72919	-2,71554	-2,74283	0
2162	-2,78372	-2,73554	-2,72187	-2,74922	0
2278	-2,79845	-2,73817	-2,72448	-2,75186	0

Зважаючи на малість відхилень можна знехтувати початковими коливаннями, тоді видно, що при відхиленні від значень реактивності отриманих на основі фізико-математичної моделі в 0,5% при зростанні потужності з 0 до 3000 МВт, значення апроксимаційної моделі тримаються в визначеному коридорі відхилень до тридцять другої години.

Порівняння значень розрахунків при збільшенні потужності з 750 до 3000 МВт наведено в таблиці 2.

Таблиця 2  
Розрахункові значення моделювання при зміні потужності 0 – 3000 МВт та відхиленні 0,5%

$t$ , хв	$\rho_{\text{апр}}$ , %	$\rho_{\text{Хфм}}$ , %	$\rho_{0,995\text{фм}}$ , %	$\rho_{1,005\text{фм}}$ , %	$\rho_{0,995\text{фм}} < \rho_{\text{апр}} < \rho_{1,005\text{фм}}$
0	0,00000	0,00000	0,00000	0,00000	0
2	-0,00085	0,00504	0,00502	0,00507	0
51	0,14149	0,13050	0,12985	0,13115	0
100	0,21020	0,20044	0,19943	0,20144	0
166	0,22983	0,22993	0,22878	0,23108	1
226	0,20529	0,21153	0,21047	0,21258	0
282	0,16112	0,16866	0,16782	0,16951	0
349	0,09732	0,09776	0,09727	0,09824	1
408	0,02370	0,02401	0,02389	0,02413	0
465	-0,04993	-0,04935	-0,04910	-0,04959	0
531	-0,13827	-0,13725	-0,13656	-0,13793	0
591	-0,21189	-0,21416	-0,21309	-0,21523	0
650	-0,28061	-0,28805	-0,28661	-0,28949	0
707	-0,35423	-0,35421	-0,35244	-0,35598	1
773	-0,42294	-0,42825	-0,42611	-0,43039	0
833	-0,48674	-0,49036	-0,48790	-0,49281	0
882	-0,53583	-0,53871	-0,53602	-0,54141	0
942	-0,59472	-0,59426	-0,59129	-0,59723	1
1008	-0,65362	-0,65253	-0,64927	-0,65579	1
1068	-0,71252	-0,70150	-0,69800	-0,70501	0
1124	-0,75178	-0,74502	-0,74130	-0,74875	0
1187	-0,79104	-0,79112	-0,78716	-0,79507	1
1243	-0,83031	-0,82957	-0,82542	-0,83372	1
1303	-0,86957	-0,86781	-0,86347	-0,87215	1
1355	-0,89902	-0,89926	-0,89477	-0,90376	1
1419	-0,93338	-0,93408	-0,92941	-0,93875	1
1475	-0,95792	-0,96225	-0,95743	-0,96706	1

1527	-0,99228	-0,98618	-0,98125	-0,99111	0
1590	-1,02172	-1,01165	-1,00659	-1,01671	0
1647	-1,03645	-1,03123	-1,02607	-1,03639	0
1717	-1,05608	-1,05159	-1,04633	-1,05685	1
1773	-1,07571	-1,06457	-1,05925	-1,06990	0
1829	-1,08553	-1,07465	-1,06928	-1,08003	0
1906	-1,10025	-1,08391	-1,07849	-1,08933	0
1959	-1,11498	-1,08729	-1,08186	-1,09273	0
2015	-1,11989	-1,08845	-1,08301	-1,09390	0

Видно, що при зростанні початкового рівня потужності початкові коливання стають більш нестабільними, але все ще допустимо малими, тож ними можна знехтувати. При відхиленні від значень реактивності отриманих на основі фізико-математичної моделі в 0,5% при зростанні потужності з 750 до 3000 МВт, значення апроксимаційної моделі тримаються в визначеному коридорі відхилень біль-менш стабільно протягом майже двадцяти п'яти годин.

Порівняння значень розрахунків при збільшенні потужності з 1500 до 3000 МВт наведено в таблиці 3.

Таблиця 3

Розрахункові значення моделювання при зміні потужності 1500 – 3000 МВт та відхиленні 0,5%

t, хв	$\rho_{\text{appr}}, \%$	$\rho_{\text{Хфм}}, \%$	$\rho_{0,995\text{фм}}, \%$	$\rho_{1,005\text{фм}}, \%$	$\rho_{0,995\text{фм}} < \rho_{\text{appr}} < \rho_{1,005\text{фм}}$
0	0,00000	0,00000	0,00000	0,00000	1
2	-0,00085	-0,00651	-0,00647	-0,00654	0
33	0,09732	0,09472	0,09425	0,09519	0
79	0,18075	0,18370	0,18278	0,18462	0
121	0,23474	0,23234	0,23118	0,23350	0
180	0,26419	0,26109	0,25979	0,26240	0
237	0,25928	0,25853	0,25724	0,25982	1
296	0,23474	0,23626	0,23507	0,23744	0
366	0,19548	0,19605	0,19507	0,19703	1
450	0,13658	0,14042	0,13972	0,14112	0
535	0,08259	0,08542	0,08499	0,08585	0
601	0,04333	0,04509	0,04487	0,04532	0
661	0,01388	0,01190	0,01184	0,01196	0
749	-0,03029	-0,03257	-0,03241	-0,03273	0
808	-0,05483	-0,06069	-0,06038	-0,06099	0
903	-0,09901	-0,10368	-0,10317	-0,10420	0
956	-0,12846	-0,12747	-0,12683	-0,12810	0
1026	-0,15790	-0,15974	-0,15895	-0,16054	0
1078	-0,18735	-0,18463	-0,18371	-0,18555	0
1134	-0,21680	-0,21191	-0,21085	-0,21297	0
1208	-0,24625	-0,24876	-0,24751	-0,25000	0
1264	-0,28061	-0,27739	-0,27600	-0,27877	0
1320	-0,31005	-0,30616	-0,30463	-0,30770	0
1376	-0,34441	-0,33471	-0,33303	-0,33638	0
1447	-0,37386	-0,36937	-0,36752	-0,37122	0
1503	-0,39840	-0,39572	-0,39374	-0,39769	0

1562	-0,42294	-0,42177	-0,41966	-0,42388	1
1615	-0,45239	-0,44266	-0,44045	-0,44488	0
1682	-0,47202	-0,46573	-0,46340	-0,46806	0
1741	-0,48674	-0,48267	-0,48026	-0,48509	0
1801	-0,50638	-0,49574	-0,49326	-0,49822	0
1864	-0,52110	-0,50504	-0,50251	-0,50756	0

Тут видно ту ж тенденцію, що спостерігалася у таблиці 2 – при зростанні потужності відхилення від обраного коридору значень стають більшими. В цьому випадку при відхиленні від значень реактивності отриманих на основі фізико-математичної моделі в 0,5% при зростанні потужності з 1500 до 3000 МВт процес є вкрай нестабільним, а після шостої години зовсім покидає обраний коридор.

Порівняння значень розрахунків при збільшенні потужності з 2250 до 3000 МВт наведено в таблиці 4.

Таблиця 4

Розрахункові значення моделювання при зміні потужності 2250 – 3000 МВт та відхиленні 0,5%

t, хв	$\rho_{\text{appr}}, \%$	$\rho_{\text{Хфм}}, \%$	$\rho_{0,995\text{фм}}, \%$	$\rho_{1,005\text{фм}}, \%$	$\rho_{0,995\text{фм}} < \rho_{\text{appr}} < \rho_{1,005\text{фм}}$
0	0,00000	0,00001	0,00000	0,00001	0
2	-0,00085	-0,00359	-0,00357	-0,00361	0
44	0,06296	0,06562	0,06529	0,06594	0
86	0,10222	0,10621	0,10568	0,10675	0
159	0,14149	0,13833	0,13764	0,13902	0
198	0,14149	0,14130	0,14059	0,14201	1
240	0,14149	0,13744	0,13676	0,13813	0
338	0,11204	0,11269	0,11213	0,11326	0
422	0,08750	0,08663	0,08620	0,08706	0
479	0,06787	0,07105	0,07070	0,07141	0
538	0,05805	0,05762	0,05733	0,05791	0

У цьому випадку динаміка, що спостерігалася раніше є найбільш вираженою. Тут при відхиленні від значень реактивності отриманих на основі фізико-математичної моделі в 0,5% при зростанні потужності з 2250 до 3000 МВт значення апроксимаційної моделі знаходяться в обраному коридорі лише на четвертій годині процесу моделювання.

В такому випадку можна говорити про збільшення відхилень реактивності для допустимого коридору значень до  $\pm 1\%$  в обидві сторони від значень фізико-математичної моделі.

Порівняння значень розрахунків при збільшенні потужності з 0 до 3000 МВт при 1% відхиленні наведено в таблиці 5.

Таблиця 5  
Розрахункові значення моделювання при зміні  
потужності 0 – 3000 МВт та 1% відхиленні

t, хв	$\rho_{\text{апр}}, \%$	$\rho_{\text{Хфм}}, \%$	$\rho_{0,99\text{фм}}, \%$	$\rho_{1,01\text{фм}}, \%$	$\rho_{0,99\text{фм}} < \rho_{\text{апр}} < \rho_{1,01\text{фм}}$
0	0,00000	0,00000	0,00000	0,00000	0
2	-0,00085	-0,00186	-0,00184	-0,00188	0
58	-0,09901	-0,09203	-0,09111	-0,09295	0
128	-0,23643	-0,25185	-0,24933	-0,25437	0
180	-0,39349	-0,39255	-0,38862	-0,39647	1
240	-0,56527	-0,56286	-0,55724	-0,56849	1
296	-0,74196	-0,72664	-0,71938	-0,73391	0
363	-0,90884	-0,91862	-0,90943	-0,92781	0
419	-1,07571	-1,07428	-1,06353	-1,08502	1
479	-1,23277	-1,23110	-1,21879	-1,24341	1
535	-1,37511	-1,36933	-1,35564	-1,38302	1
601	-1,50762	-1,52090	-1,50569	-1,53610	1
657	-1,63523	-1,63783	-1,62146	-1,65421	1
714	-1,75794	-1,74526	-1,72780	-1,76271	1
784	-1,86100	-1,86686	-1,84819	-1,88553	1
840	-1,95917	-1,95471	-1,93517	-1,97426	1
903	-2,04260	-2,04440	-2,02395	-2,06484	1
959	-2,11622	-2,11670	-2,09553	-2,13787	1
1022	-2,18985	-2,19050	-2,16859	-2,21240	1
1085	-2,25365	-2,25709	-2,23452	-2,27966	1
1141	-2,31746	-2,31083	-2,28772	-2,33394	1
1205	-2,36654	-2,36573	-2,34208	-2,38939	1
1264	-2,41562	-2,41267	-2,38855	-2,43680	1
1324	-2,45979	-2,45524	-2,43069	-2,47979	1
1380	-2,49905	-2,49162	-2,46671	-2,51654	1
1447	-2,53341	-2,53053	-2,50523	-2,55584	1
1506	-2,56286	-2,56166	-2,53605	-2,58728	1
1566	-2,59231	-2,58954	-2,56365	-2,61544	1
1622	-2,62176	-2,61299	-2,58686	-2,63912	1
1689	-2,64139	-2,63754	-2,61116	-2,66392	1
1801	-2,68065	-2,67142	-2,64470	-2,69813	1
1920	-2,71992	-2,69825	-2,67126	-2,72523	1
2036	-2,74446	-2,71651	-2,68934	-2,74367	0
2162	-2,76409	-2,72919	-2,70190	-2,75648	0
2278	-2,78372	-2,73554	-2,70819	-2,76290	0
2401	-2,79845	-2,73817	-2,71079	-2,76555	0
2523	-2,80826	-2,73787	-2,71049	-2,76525	0

В даному випадку при відхиленні від значень реактивності отриманих на основі фізико-математичної моделі в 1% при зростанні потужності з 0 до 3000 МВт спостерігається стабілізація коливань порівняно з відхиленням 0,5% відносно обраного коридору відхилень після дев'ятої години. Дані апроксимаційної моделі знаходяться в обраному коридорі до тридцять четвертої години моделювання.

Порівняння значень розрахунків при збільшенні потужності з 750 до 3000 МВт при 1% відхиленні наведено в таблиці 6.

Таблиця 6  
Розрахункові значення моделювання при зміні  
потужності 750 – 3000 МВт та 1% відхиленні

t, хв	$\rho_{\text{апр}}, \%$	$\rho_{\text{Хфм}}, \%$	$\rho_{0,99\text{фм}}, \%$	$\rho_{1,01\text{фм}}, \%$	$\rho_{0,99\text{фм}} < \rho_{\text{апр}} < \rho_{1,01\text{фм}}$
0	0,00000	0,00000	0,00000	0,00000	0
2	-0,00085	0,00504	0,00499	0,00510	0
51	0,14149	0,13050	0,12920	0,13181	0
100	0,21020	0,20044	0,19843	0,20244	0
166	0,22983	0,22993	0,22763	0,23223	1
226	0,20529	0,21153	0,20941	0,21364	0
282	0,16112	0,16866	0,16698	0,17035	0
349	0,09732	0,09776	0,09678	0,09873	1
408	0,02370	0,02401	0,02377	0,02425	0
465	-0,04993	-0,04935	-0,04885	-0,04984	0
531	-0,13827	-0,13725	-0,13587	-0,13862	1
591	-0,21189	-0,21416	-0,21202	-0,21630	0
650	-0,28061	-0,28805	-0,28517	-0,29093	0
707	-0,35423	-0,35421	-0,35067	-0,35776	1
773	-0,42294	-0,42825	-0,42397	-0,43253	0
833	-0,48674	-0,49036	-0,48545	-0,49526	1
882	-0,53583	-0,53871	-0,53333	-0,54410	1
942	-0,59472	-0,59426	-0,58832	-0,60020	1
1008	-0,65362	-0,65253	-0,64600	-0,65906	1
1068	-0,71252	-0,70150	-0,69449	-0,70852	0
1124	-0,75178	-0,74502	-0,73757	-0,75247	1
1187	-0,79104	-0,79112	-0,78320	-0,79903	1
1243	-0,83031	-0,82957	-0,82127	-0,83786	1
1303	-0,86957	-0,86781	-0,85913	-0,87649	1
1355	-0,89902	-0,89926	-0,89027	-0,90825	1
1419	-0,93338	-0,93408	-0,92474	-0,94342	1
1475	-0,95792	-0,96225	-0,95262	-0,97187	1
1527	-0,99228	-0,98618	-0,97632	-0,99604	1
1590	-1,02172	-1,01165	-1,00153	-1,02177	1
1647	-1,03645	-1,03123	-1,02092	-1,04154	1
1717	-1,05608	-1,05159	-1,04107	-1,06210	1
1773	-1,07571	-1,06457	-1,05393	-1,07522	0
1829	-1,08553	-1,07465	-1,06391	-1,08540	0
1906	-1,10025	-1,08391	-1,07307	-1,09475	0
1959	-1,11498	-1,08729	-1,07642	-1,09817	0
2015	-1,11989	-1,08845	-1,07757	-1,09934	0

При відхиленні від значень реактивності отриманих на основі фізико-математичної моделі в 1% при зростанні потужності з 750 до 3000 МВт також спостерігається значна стабілізація коливань порівняно з відхиленням 0,5% відносно обраного коридору відхилень. Дані апроксимаційної моделі знаходяться в обраному коридорі протягом майже двадцяти восьми годин.

Порівняння значень розрахунків при збільшенні потужності з 1500 до 3000 МВт при 1% відхиленні наведено в таблиці 7.

Таблиця 7

Розрахункові значення моделювання при зміні потужності 1500 – 3000 МВт та 1% відхиленні

t, хв	$\rho_{\text{апр}}, \%$	$\rho_{\text{Хфм}}, \%$	$\rho_{0,99\text{фм}}, \%$	$\rho_{1,01\text{фм}}, \%$	$\rho_{0,99\text{фм}} < \rho_{\text{апр}} < \rho_{1,01\text{фм}}$
0	0,00000	0,00000	0,00000	0,00000	1
2	-0,00085	-0,00651	-0,00644	-0,00657	0
33	0,09732	0,09472	0,09377	0,09567	0
79	0,18075	0,18370	0,18186	0,18553	0
121	0,23474	0,23234	0,23002	0,23466	0
180	0,26419	0,26109	0,25848	0,26370	0
237	0,25928	0,25853	0,25594	0,26111	1
296	0,23474	0,23626	0,23389	0,23862	1
366	0,19548	0,19605	0,19409	0,19801	1
450	0,13658	0,14042	0,13902	0,14183	0
535	0,08259	0,08542	0,08456	0,08627	0
601	0,04333	0,04509	0,04464	0,04555	0
661	0,01388	0,01190	0,01178	0,01202	0
749	-0,03029	-0,03257	-0,03225	-0,03290	0
808	-0,05483	-0,06069	-0,06008	-0,06129	0
903	-0,09901	-0,10368	-0,10265	-0,10472	0
956	-0,12846	-0,12747	-0,12619	-0,12874	1
1026	-0,15790	-0,15974	-0,15815	-0,16134	0
1078	-0,18735	-0,18463	-0,18278	-0,18648	0
1134	-0,21680	-0,21191	-0,20979	-0,21403	0
1208	-0,24625	-0,24876	-0,24627	-0,25124	0
1264	-0,28061	-0,27739	-0,27461	-0,28016	0
1320	-0,31005	-0,30616	-0,30310	-0,30923	0
1376	-0,34441	-0,33471	-0,33136	-0,33805	0
1447	-0,37386	-0,36937	-0,36568	-0,37307	0
1503	-0,39840	-0,39572	-0,39176	-0,39967	1
1562	-0,42294	-0,42177	-0,41755	-0,42599	1
1615	-0,45239	-0,44266	-0,43824	-0,44709	0
1682	-0,47202	-0,46573	-0,46108	-0,47039	0
1741	-0,48674	-0,48267	-0,47785	-0,48750	1
1801	-0,50638	-0,49574	-0,49078	-0,50070	0
1864	-0,52110	-0,50504	-0,49999	-0,51009	0
1924	-0,53092	-0,50935	-0,50426	-0,51445	0
1980	-0,54073	-0,50939	-0,50430	-0,51448	0
2036	-0,54564	-0,50555	-0,50050	-0,51061	0

Хоча в цьому випадку при відхиленні від значень реактивності отриманих на основі фізико-математичної моделі в 1% при зростанні потужності з 1500 до 3000 МВт видно ту ж тенденцію стабілізації значень щодо обраного коридору, що спостерігалася і на попередніх таблицях при відхиленні 1%, але відхилення все ще є значними. Процес є вкрай нестабільним, і періодично входить в обраний коридор до тридцятої години.

Порівняння значень розрахунків при збільшенні потужності з 2250 до 3000 МВт при 1% відхиленні наведено в таблиці 8.

Таблиця 8

Розрахункові значення моделювання при зміні потужності 2250 – 3000 МВт та 1% відхиленні

t, хв	$\rho_{\text{апр}}, \%$	$\rho_{\text{Хфм}}, \%$	$\rho_{0,99\text{фм}}, \%$	$\rho_{1,01\text{фм}}, \%$	$\rho_{0,99\text{фм}} < \rho_{\text{апр}} < \rho_{1,01\text{фм}}$
0	0,00000	0,00001	0,00000	0,00001	0
2	-0,00085	-0,00359	-0,00355	-0,00362	0
44	0,06296	0,06562	0,06496	0,06627	0
86	0,10222	0,10621	0,10515	0,10728	0
159	0,14149	0,13833	0,13694	0,13971	0
198	0,14149	0,14130	0,13989	0,14271	1
240	0,14149	0,13744	0,13607	0,13882	0
338	0,11204	0,11269	0,11157	0,11382	1
422	0,08750	0,08663	0,08576	0,08750	0
479	0,06787	0,07105	0,07034	0,07177	0
538	0,05805	0,05762	0,05704	0,05820	1
601	0,04333	0,04739	0,04692	0,04786	0
661	0,03842	0,04131	0,04090	0,04173	0
717	0,03842	0,03821	0,03783	0,03859	1
784	0,03842	0,03677	0,03640	0,03714	0
840	0,03842	0,03646	0,03609	0,03682	0
899	0,03842	0,03599	0,03563	0,03635	0
959	0,03842	0,03444	0,03409	0,03478	0
1022	0,03351	0,03069	0,03039	0,03100	0

У випадку при відхиленні від значень реактивності отриманих на основі фізико-математичної моделі в 1% при зростанні потужності з 2250 до 3000 МВт картина аналогічна попередній. Хоч і відбулося значне покращення вхідності значень до обраного коридору, процес ще не є достатньо стабільним. Але навіть такий результат може бути прийнятним з огляду на малість відхилень. Дані апроксимаційної моделі в даному випадку періодично входять в обраний коридор протягом дванадцяти годин моделювання.

З огляду на викладене вище, можна стверджувати, що збільшення допустимого значення відхилень від розрахункових значень реактивності за фізико-математичною моделлю дозволить збільшити вхідність значень реактивності отриманих від розрахунків з апроксимаційною моделлю до коридору відхилень, що є предметом дослідження допустимих меж використання представлення внутрішніх збурень активної зони з метою підтримання балансу між істинністю модельованих значень та часом моделювання процесу.

**Висновки**

Проведений аналіз методів управління енерговиділенням активної зони ВВЕР-1000. Вирішена задача оптимального керування під час регулювання потужністю ядерного реактора з розподіленням активної зони на елементарні комірки. Розроблена структурна схема автоматичної системи управління для циклічного навантаження при зміні температурного поля ядерного реактора на основі взаємодії апроксимаційної і фізико-математичної моделей, для різних статичних програм регулювання з метою забезпечення стійкості кількісної міри активної зони. Знайдена межа використання представлення внутрішніх збурень активної зони у вигляді фізико-математичної та апроксимаційної моделей для застосування в імітаційному моделюванні автоматизованої системи керування зміни потужності на АЕС з ВВЕР-1000. Зауважено, що збільшення допустимого відхилення від розрахункових значень реактивності за фізико-математичною моделлю сприятиме підвищенню вхідності значень реактивності, отриманих з апроксимаційною моделлю, до відповідного коридору відхилень, що є об'єктом дослідження меж використання внутрішніх збурень активної зони з метою забезпечення балансу між точністю модельованих значень та часом моделювання процесу.

**Список літератури:**

1. Pelykh, S., Odrehovska, E., & Maksymova, O. "Search for the best power control program at NPP with VVER-1000 using gradient descent method". *Automation of Technological and Business Processes*. 2017; 8(3): 36-40. DOI: <https://doi.org/10.15673/atbp.v8i3.567>.
2. Foshch, T., Machado, J., Portela, F., Maksimov, M. & Maksimova, O. «Порівняння двох програм керування ядерним енергоблоком ВВЕР1000 з використанням регресійних даних моделей інтелектуального аналізу даних». *Ядерна та радіаційна безпека*. 2017; (3(75): 11-17. DOI: [https://doi.org/10.32918/nrs.2017.3\(75\).02](https://doi.org/10.32918/nrs.2017.3(75).02).
3. Maksymov, M., Alyokhina, S. & Brunetkin, O. "Thermal and reliability criteria for nuclear fuel safety". *River Publishers (Verlag)*. 2021; 260 p. e-ISBN: 9788770224000.
4. Kokol, E.A. "Optimal power control of VVER-1000 due to targeted selection of the control program". *Automation 2015: XXII International Conference on Automatic Control*. Odessa: Ukraine. 2015; 119–120.
5. Foshch, T., Portela, F., Machado, J. & Maksimov, M. "Regression Models of the Nuclear Power Unit VVER-1000 Using Data Mining Techniques". *Procedia Computer Science*. 2016; 100: 253–262. DOI: <https://doi.org/10.1016/j.procs.2016.09.151>.
6. Kokol, E. A. "Structural optimization of static power control programs for nuclear power plants with WVER-1000". *Proceedings of Odessa Polytechnic University*. 2015; 3 (47): 41–46. DOI: <https://doi.org/10.15276/opu.3.47.2015.07>.
7. Brunetkin, O., Beglov, K., Brunetkin, V., Maksymov, O., Maksymova, O., Havaliukh, O. & Demydenko, V. "Construction of a method for representing an approximation model of an object as a set of linear differential models". *Eastern-European Journal of Enterprise Technologies*. 2020; 6(2 (108): 66–73. DOI: <https://doi.org/10.15587/1729-4061.2020.220326>.
8. Foshch, T. & Pelykh, S. "Improved models and method of power change of NPP unit with VVER-1000". *Automation of technological and business-processes*. 2017; 9 (1): 56-66. DOI: <https://doi.org/10.15673/atbp.v9i1.505>.
9. Beglov, K. V., Petik, T. V. & Vataman, V. V. "Analysis of models of an automatic power control system for a pressurized water reactor in dynamic mode with a change in the static control program". *Proceedings of Odessa Polytechnic University*. 2023; 1 (67): 60–72. DOI: <https://doi.org/10.15276/opu.1.67.2023.08>.
10. Petik, T., Vataman, V. & Beglov, K. "Simulation of pressurized water reactor to find the best control solution". *Energy Engineering and Control Systems*. 2021; 7 (2): 126–135. DOI: <https://doi.org/10.23939/jeeecs2021.02.126>.
11. Brunetkin, O., Beglov, K., Maksymov, M., Baskakov, V., Vataman, V. & Kryvda, V. "Designing an automated control system for changing NPU energy release compensating for arising internal disturbing factors based on their approximation model". *Eastern-European Journal of Enterprise Technologies*. 2022; 3(2 (117): 63–75. DOI: <https://doi.org/10.15587/1729-4061.2022.258394>.
12. Maksimov, M. V., Tsiselskaya, T. A. & Kokol, E. A. "The Method of Control of Nuclear Power Plant with VVER-1000 Reactor in Maneuverable Mode". *Journal of Automation and Information Sciences*. 2015; 47 (6): 17–32. DOI: <https://doi.org/10.1615/JAutomatInfScien.v47.i6.20>.
13. Parhizkari, H. "An approach to stability analysis of spatial xenon oscillations in WVER-1000 reactors". *Annals of Nuclear Energy*. 2015; 79: 125–132. DOI: <https://doi.org/10.1016/j.anucene.2015.01.026>.

14. Shimazu, Y. "Xenon Oscillation Control in Large PWRs Using a Characteristic Ellipse Trajectory Drawn by Three Axial Offsets". *Journal of Nuclear Science and Technology*. 2008; 45 (4): 257–262. DOI: <https://doi.org/10.1080/18811248.2008.9711435>.
15. Maksimov, M. V., Beglov, K. V. & Tsiselskaya, T. A. "A model of a power unit with VVER-1000 as an object of power control". *Proceedings of Odessa Polytechnic University*. 2012; 1 (38): 99–106.
16. Foshch, T. & Pelykh, S. "Improved models and method of power change of NPP unit with VVER-1000". *Automation of technological and business-processes*. 2017; 9 (1): 56–66. DOI: <https://doi.org/10.15673/atbp.v9i1.505>.
17. Maksimov, M. V., Pelykh, S. N., Maslov O. V. & Baskakov, V. E. "Model of cladding failure estimation for a cycling nuclear unit". *Nuclear Engineering and Design*. 2009; 239 (12): 3021–3026. DOI: <https://doi.org/10.1016/j.nucengdes.2009.08.025>.
18. Maksimov, M. V., Kanazirskyi, N. F. & Kokol, E. A. "Control of the axial offset in a nuclear reactor at power maneuvering". *Proceedings of Odessa Polytechnic University*. 2014; 2 (44): 75–81. DOI: <https://doi.org/10.15276/opu.2.44.2014.15>.
19. Beglov, K. V., Odrekhovska, Y. O., Petik, T. V. & Vataman, V. V. "A method for searching the best static program for nuclear power unit control in the event of perturbations of different nature". *Herald of Advanced Information Technology*. 2023; 6 (2): 139–151. DOI: <https://doi.org/10.15276/hait.06.2023.9>.
20. Vataman, V., Petik, T. & Beglov, K. "Mathematical model and method for automated power control of a nuclear power plant". *Electronic modeling*. 2022; 44 (4): 28–40. DOI: <https://doi.org/10.15407/emodel.44.04.028>.

### SEARCHING FOR THE BOUNDARIES OF REPRESENTATION OF INTERNAL DISTURBANCES OF THE VVER-1000 CORE IN THE FORM OF PHYSICAL-MATHEMATICAL AND APPROXIMATION MODELS

T.V. Petik, M.V. Lobachev

Odesa Polytechnic National University

**Abstract.** *The scientific article is devoted to the study of the use of physical-mathematical and approximation models for simulation of the power change control system at nuclear power plants with VVER-1000. Methods for controlling energy release have been studied, problem of optimal reactor control has been solved, and block diagram of the automatic control system has been developed. The limits of using models to ensure the stability of control processes are clarified.*

**Keywords:** *Automatic control system, control programs, reactor power, boundaries search, pressurized water reactor.*

Отримано 16.02.2024



**Петік Тая Володимирівна**, Національний університет «Одеська політехніка», аспірантка кафедри програмних і комп'ютерно-інтегрованих технологій. Просп. Шевченка, 1, Одеса, Україна, E-mail: [taiapetik@gmail.com](mailto:taiapetik@gmail.com), тел. +38-063-614-9943

**Taia Petik**, Odesa Polytechnic National University, PhD Student of the Department of Software and Computer-Integrated Technologies, Shevchenko av., 1, Odessa, Ukraine

**ORCID ID:** 0009-0001-8817-1706



**Лобачев Михайло Вікторович**, Національний університет «Одеська політехніка», директор Інституту штучного інтелекту та робототехніки (ІШІР), к.т.н., доц. Просп. Шевченка, 1, Одеса, Україна, E-mail: [lobachev@op.edu.ua](mailto:lobachev@op.edu.ua), тел. +38-095-278-8602

**Mykhaylo Lobachev**, Odesa Polytechnic National University, The Director of the Artificial Intelligence and Robotics Institute (AIR Institute), Dr. Eng., Prof., Shevchenko av., 1, Odessa, Ukraine

**ORCID ID:** 0000-0002-4859-304X