

Удосконалення властивостей оболонки твєлів для вітчизняного ядерного паливного циклу

- **Єфімов Олександр В'ячеславович**, д-р техн. наук, проф.
Національний технічний університет «Харківський політехнічний інститут», м. Харків, Україна
ORCID: <https://orcid.org/0000-0003-3300-7447>
- **Пилипенко Микола Миколайович**, д-р техн. наук, страш. науковий співробітник
Національний науковий центр «Харківський фізико-технічний інститут»
Національної академії наук України, м. Харків, Україна
ORCID: <http://orcid.org/0000-0001-8113-8578>
- **Кравченко Володимир Петрович**, д-р техн. наук, проф.
Національний університет «Одеська політехніка», м. Одеса, Україна
ORCID: <https://orcid.org/0000-0002-7557-3327>
- **Любчик Леонід Михайлович**, д-р техн. наук, проф.
Національний технічний університет «Харківський політехнічний інститут», м. Харків, Україна
- **Потаніна Тетяна Володимирівна**, д-р техн. наук, доц.
Національний технічний університет «Харківський політехнічний інститут», м. Харків, Україна
ORCID: <https://orcid.org/0000-0001-8216-7901>
- **Єсипенко Тетяна Олексіївна**
Національний технічний університет «Харківський політехнічний інститут», м. Харків, Україна
ORCID: <https://orcid.org/0000-0001-6513-2088>
- **Гаркуша Тетяна Анатоліївна**
Національний технічний університет «Харківський політехнічний інститут», м. Харків, Україна
ORCID: <https://orcid.org/0000-0002-0198-0210>

Розглянуто удосконалення властивостей, зокрема корозійної стійкості, конструкційних цирконієвих матеріалів (сплавів) оболонки твєлів активних зон ядерних реакторів АЕС для вітчизняного ядерного паливного циклу, згідно зі «Стратегією розвитку енергетики України» до 2035 р., оптимізацією кількості легуючого домішку заліза (Fe) в них.

Обґрунтовано необхідність забезпечення високої корозійної стійкості і надійності оболонки твєлів для безпечної експлуатації ядерних реакторів нового покоління двоконтурних АЕС з водою під тиском в умовах експлуатації з тривалістю кампанії 6 – 7 років.

Проаналізовано хімічний склад і механічні властивості цирконієвих сплавів оболонки твєлів різних виробників. Проаналізовано вплив різних домішок у злитках цирконієвих сплавів Zr1%Nb вітчизняного виробництва на основі губчастого (магнієтермічного) цирконію, отриманого за українською технологією, та їх властивості.

Доведено, що легування сплаву Zr1%Nb залізом (Fe) є перспективним під час розробки технології виготовлення вітчизняних матеріалів оболонки твєлів для реакторів з високою надійністю і безпекою.

Обробка результатів експериментальних досліджень утворення корозії сплавів цирконію з різним вмістом заліза методом двомірної поліноміальної гребеневої регресії з реалізацією на мові програмування Python на основі теорії «машинного навчання» дозволила визначити оптимальне значення необхідної кількості легуючого елемента заліза (Fe) для цирконієвого сплаву Zr1%Nb оболонки твєлів українського виробництва.

Запропонований метод може бути ефективно застосований для визначення оптимальної кількості легуючих елементів інших цирконієвих сплавів, перспективних для ядерної енергетики України, зокрема циркалою.

Ключові слова: корозійна стійкість, надійність, оболонки твелів, цирконієвий сплав, ядерна енергетика.

© Єфімов О. В., Пилипенко М. М., Кравченко В. П., Любчик Л. М., Потаніна Т. В., Єсіпенко Т. О., Гаркуша Т. А., 2022

За матеріалами Стратегії розвитку енергетики України до 2035 року [1] можна зробити висновок, що Україна «дозріла» до створення власного ядерного паливного циклу [2]. Крім виробництва ядерного палива необхідним елементом ядерного циклу є виробництво оболонок твелів, що зі свого боку вимагає видобутку і обробки цирконієвих сплавів.

Однією з вимог до конструкційних матеріалів, які використовуються для виробництва тепловідільних збірок та твелів, є їх корозійна стійкість [3]–[5]. Не зважаючи на високу чистоту теплоносія першого контуру, в ньому присутні корозійно-агресивні домішки, та й самі теплоносії двоконтурних АЕС є корозійно-активними. Тому ці конструкційні матеріали ядерних реакторів можуть руйнуватися внаслідок корозійних процесів (поряд з процесами ерозії та кавітації). Водень, що виділяється в процесі корозії, може розчинятися в конструкційних матеріалах активних зон та сприяти їх окрихчуванню.

Основними конструкційними матеріалами для оболонок твелів реакторів на теплових нейтронах з

водним теплоносієм як в нашій країні, так і за кордоном, є цирконієві сплави, що мають на відміну від інших конструкційних матеріалів дуже малий перебіг поглинання теплових нейтронів (0,18 барн), що необхідно для використання низько збагаченого ядерного палива. До таких цирконієвих сплавів, що використовуються в атомній енергетиці різних країн (Україна, Канада, США, Франція, Японія та ін.), належать сплави циркалой-4 (Zry-4), E110, КТЦ-110, E635, E125, M4, M5, MDA тощо. У США, Канаді і Західній Європі для оболонок твелів, кожухів і каналів легководних та важководних реакторів застосовуються два основних цирконієвих сплави: циркалой-4 та циркалой-2, причому перший використовується переважно для твелів реакторів PWR, другий – для BWR [4].

У таблиці 1 наведено хімічний склад та механічні властивості деяких цирконієвих сплавів. Порівняння механічних властивостей оболонок сплавів Zry-4 і E110 показує перевагу циркалою як за міцністю, так і щодо відносного подовження.

Таблиця 1 – Хімічний склад цирконієвих сплавів [4], [6] параметрів кривих пошкоджуваності розрахунковими методами [6]

Параметр	Циркалой-2	Циркалой-4	Сплав E110	Сплав E125
Хімічний склад, %:				
Zr	98,6–97,8	98,4–97,8	~99,0	~97,5
Nb	–	–	1,0	2,5
Sn	1,2–1,7	1,2–1,7	–	–
Fe	0,05–0,15	0,18–0,24	–	–
Cr	0,07–0,20	0,07–0,13	–	–
Ni	0,03–0,08	–	–	–
Σ (Fe+Cr+Ni)	0,18–0,38	–	–	–
Σ (Fe+Cr)	–	0,28–0,37	–	–
O ₂	0,09–0,15	0,10–0,15	–	–
N ₂	< 0,006	< 0,006	–	–
Механічні властивості при 20 °C:				
Відносне подовження δ , %, при 300 °C	28–40	28–40	37–50	17–26
Межа міцності σ_{Br} , кгс/мм ² (МН/м ²)	22 (218)	22 (218)	15–19 (147–186)	22–34 (236–333)
Межа плинності $\sigma_{0,2}$, кгс/мм ² (МН/м ²)	11 (109)	11 (109)	12–16 (117–157)	20–30 (196–294)

У програмах робіт, які проводяться в світі щодо вдосконалення ядерного палива для реакторів ВВЕР (PWR) нового покоління і які направлені на подальше підвищення експлуатаційної надійності паливних елементів з вигорянням палива до 70-75 МВт·доби/кгU та тривалістю кампанії до 6 – 7 років, велика увага приділяється збільшенню ресурсних характеристик цирконієвих оболонок твєлів і комплектуючих тепловидільних збірок.

Однією з найважливіших вимог, що висуваються до конструкційних матеріалів активних зон ядерних реакторів, є їх висока корозійна стійкість, яка повинна забезпечувати надійність та безпеку роботи, як реакторної установки, так і всього енергоблока загалом.

Задоволення вимоги корозійної стійкості особливо важливе для конструкційних матеріалів оболонок твєлів реактора, які виготовляються з цирконієвого сплаву Zr1%Nb. Маючи мінімальну товщину стінок (0,65 мм) для поглинання нейтронів, вони знаходяться в найбільш складних умовах експлуатації в активній зоні. Тобто, в процесі роботи матеріал оболонок твєлів може деформуватися внаслідок радіаційного пошкодження ядерного палива у твєлі, в оболонках виникають великі термічні напруження через значні перепади температур, і матеріал оболонок може змінювати свої фізико-механічні властивості під дією нейтронного опромінення.

Тому забезпечення високої корозійної стійкості оболонок твєлів ядерних реакторів АЕС є актуальною науково-технічною проблемою світової атомної енергетики [4], [6].

У роботах [6]-[9] наведені результати довготривалих досліджень процесів очищення цирконієвого сплаву Zr1%Nb, який був отриманий за українською технологією у вигляді злитків у Національному науковому центрі «Харківський фізико-технічний інститут» Національної академії наук України (ННЦ «ХФТІ» НАН України), різними методами в лабораторних умовах та визначені його властивості за допомогою математичних методів обробки даних експериментів з урахуванням невизначеності вихідних даних. Досліджені структура, хімічний склад, термодесорбція, твердість та мікротвердість зразків сплаву Zr1%Nb, а також його стійкість до корозії.

Цирконієвий сплав Zr1%Nb, у якому ніобій (Nb) виконує роль легуючого елемента, є базовим матеріалом оболонок твєлів діючих реакторів АЕС України. У сплавах цирконію для ядерних реакторів АЕС України під час їх виготовлення у вигляді злитків за вітчизняною технологією, з яких надалі виробляються оболонки твєлів, нормується вміст близько 20 домішок (Hf, Al, Ti, Fe, N, F, C, Si, Cl тощо).

Причому відомо, що Al, Ti, N, C знижують корозійну стійкість цирконію у воді за високих темпе-

ратур, а залізо підвищує опір цирконію корозії у водному та паровому середовищах.

Для проведення досліджень впливу заліза на властивості сплаву Zr1%Nb в ННЦ «ХФТІ» НАН України були виготовлені зразки сплаву з вмістом заліза від 0,012 до 0,192 мас.%. Як основа сплаву використовувався губчастий (магністермічний) цирконій, який забезпечує підвищення термостійкості оболонок твєлів в умовах проєктної аварії – втрати теплоносія типу LOCA (Loss of Coolant Accident).

Додаткове легування цирконію та його сплаву Zr1%Nb залізом є перспективним під час розробки сплавів для реакторів з високою надійністю і безпекою експлуатації, оскільки збільшення в цирконієвому сплаві вмісту заліза забезпечує матеріалу оболонок труб необхідний опір повзучості та зміцнення під опроміненням, що забезпечує проєктний запас і стабільність опору формозміни оболонок твєлів [8]. Отже, легування сплаву Zr1%Nb залізом збільшує його корозійну та радіаційну стійкість в умовах роботи ядерного реактора. Також відомо, що з підвищенням вмісту заліза у сплаві Zr1%Nb у структурі оболонок труб збільшується кількість виділень фази Лавіса – $Zr(Nb,Fe)_2$, що сприятливо впливає на їх корозійну стійкість у водному середовищі, особливо для оболонок із сплавів на основі губчастого цирконію. Сплави з більш високим вмістом заліза, структури яких під опроміненням переходять з фази Лавіса в матрицю з утворенням вторинних дрібнодисперсних виділень, затримують утворення дислокаційних петель <C>-типу, відповідальних за прискорення радіаційного зростання сплаву.

Доведено, що додаткове легування сплаву Zr1%Nb киснем знижує його технологічність [9].

Тому визначення оптимальної кількості заліза, яке не знизить технологічність сплаву, але підвищить експлуатаційні характеристики сплаву Zr1%Nb та ресурс його роботи є актуальною задачею.

Отже, постановку задачі можна сформулювати так:

1. Необхідно відновити залежність $V(F, T)$, де V – швидкість корозії, мг/дм²·год, T – час спостереження, год, F – вміст заліза, %.

2. Особливості цієї задачі:

мала вибірка спостережень, що пов'язано з високою вартістю проведення експерименту – (досліджувалися 7 пар зразків із фіксованим для кожної пари масовим вмістом заліза); відсутність апріорної інформації про вид шуканої залежності, що не дозволяє заздалегідь задати її аналітичну модель.

Для розв'язання цієї задачі зазначені особливості визначають доцільність застосування методу «машинного навчання».

Дані результатів експериментальних вимірювань наведено в таблиці 2.

За даними таблиці 2 сформовано навчальну вибірку (тренувальний Датасет у термінології «машинного навчання», наведений у таблиці 3).

Для відновлення залежності $V(F, T)$ використовувалася двовимірною поліноміальна гребенева регресія. Ступінь полінома і коефіцієнт регуляризації підбиралися за допомогою процедури крос-валідації.

Таблиця 2 – Результати експериментальних досліджень утворення корозії сплаву цирконію

Вміст заліза (F), мас.%	0,012	0,042	0,072	0,102	0,132	0,162	0,192
Приріст за 1000 год досліджень, мг/дм ²	36,3	36,6	32,8	28,7	31,3	33,3	32,54
Приріст за 1000 год досліджень, мг/дм ²	35,3	33,3	31,8	29,9	31,5	32,4	33,98
Середнє значення приросту за 1000 год	35,8	34,95	32,3	29,3	31,4	32,85	33,26
Швидкість корозії за 1000 год, мг/дм ² ·год	0,0358	0,03495	0,0323	0,0293	0,0314	0,03285	0,03326
Приріст за 2000 год досліджень, мг/дм ²	67,1	58	53,17	42	46,7	46,12	48,7
Приріст за 2000 год досліджень, мг/дм ²	68,23	50,89	48,52	44,13	45,75	48,25	46,7
Середнє значення приросту за 2000 год	67,665	54,445	50,845	43,065	46,225	47,185	47,7
Швидкість корозії за 2000 год, мг/дм ² ·год	0,033833	0,027223	0,025423	0,021533	0,023113	0,023593	0,02385
Приріст за 3000 год досліджень, мг/дм ²	77,42	64,47	65,87	56,21	60,69	64,74	67,63
Приріст за 3000 год досліджень, мг/дм ²	81,77	66,25	57,87	58,1	61,75	63,16	63,12
Середнє значення приросту за 3000 год	79,595	65,36	61,87	57,155	61,22	63,95	65,375
Швидкість корозії за 3000 год, мг/дм ² ·год	0,026532	0,021787	0,020623	0,019052	0,020407	0,021317	0,021792
Приріст за 4000 год досліджень, мг/дм ²	92,74	85,18	80,79	73,2	81,03	83,19	90,61
Приріст за 4000 год досліджень, мг/дм ²	92,42	88,75	85,24	79,1	82,58	85,09	88,73
Середнє значення приросту за 4000 год	92,58	86,965	83,015	76,15	81,805	84,14	89,67
Швидкість корозії за 4000 год, мг/дм ² ·год	0,023145	0,021741	0,020754	0,019038	0,020451	0,021035	0,022418

Таблиця 3 – Тренувальний Датасет

T, год	Вміст заліза (F), %						
	0,012	0,042	0,072	0,102	0,132	0,162	0,192
1000	0,0358	0,03495	0,0323	0,0293	0,0314	0,03285	0,03326
2000	0,033833	0,027223	0,025423	0,021533	0,023113	0,023593	0,02385
3000	0,026532	0,021787	0,020623	0,019052	0,020407	0,021317	0,021792
4000	0,023145	0,021741	0,020754	0,019038	0,020451	0,021035	0,022418

Таблиця 4 – Коефіцієнти апроксимуючого полінома

a_0	a_1	a_2	a_3	a_4
-0,68953395	-0,59437232	-0,22295343	0,36915152	0,0747594
a_5	a_6	a_7	a_8	a_9
0,33696609	-0,09272832	0,14789556	-0,05873025	-0,09225197

Алгоритм відновлення залежності реалізовано мовою програмування Python з використанням бібліотек scikit-learn, pyswarm, matplotlib [10]-[12].

У результаті розрахунків було обрано ступінь полінома 3 та коефіцієнт регуляризації 0,6734.

Відновлена залежність отримана у такому вигляді:

$$V(F, T) = a_0 + a_1T + a_2F + a_3T^2 + a_4TF + a_5F^2 + a_6T^3 + a_7T^2F + a_8TF^2 + a_9F^3. \quad (1)$$

Коефіцієнти апроксимуючого полінома наведено в таблиці 4.

Тривимірну візуалізацію відновленої залежності $V(F, T)$ та тренувального Датасета зображено на рисунку 1 а), б).

Функція $V(F, T)$ відображена за допомогою контурних графіків на рисунку 2 а), б).

На рисунку 3 зображені зрізи апроксимуючої залежності $V(F, T)$ для різних значень часу спостережень.

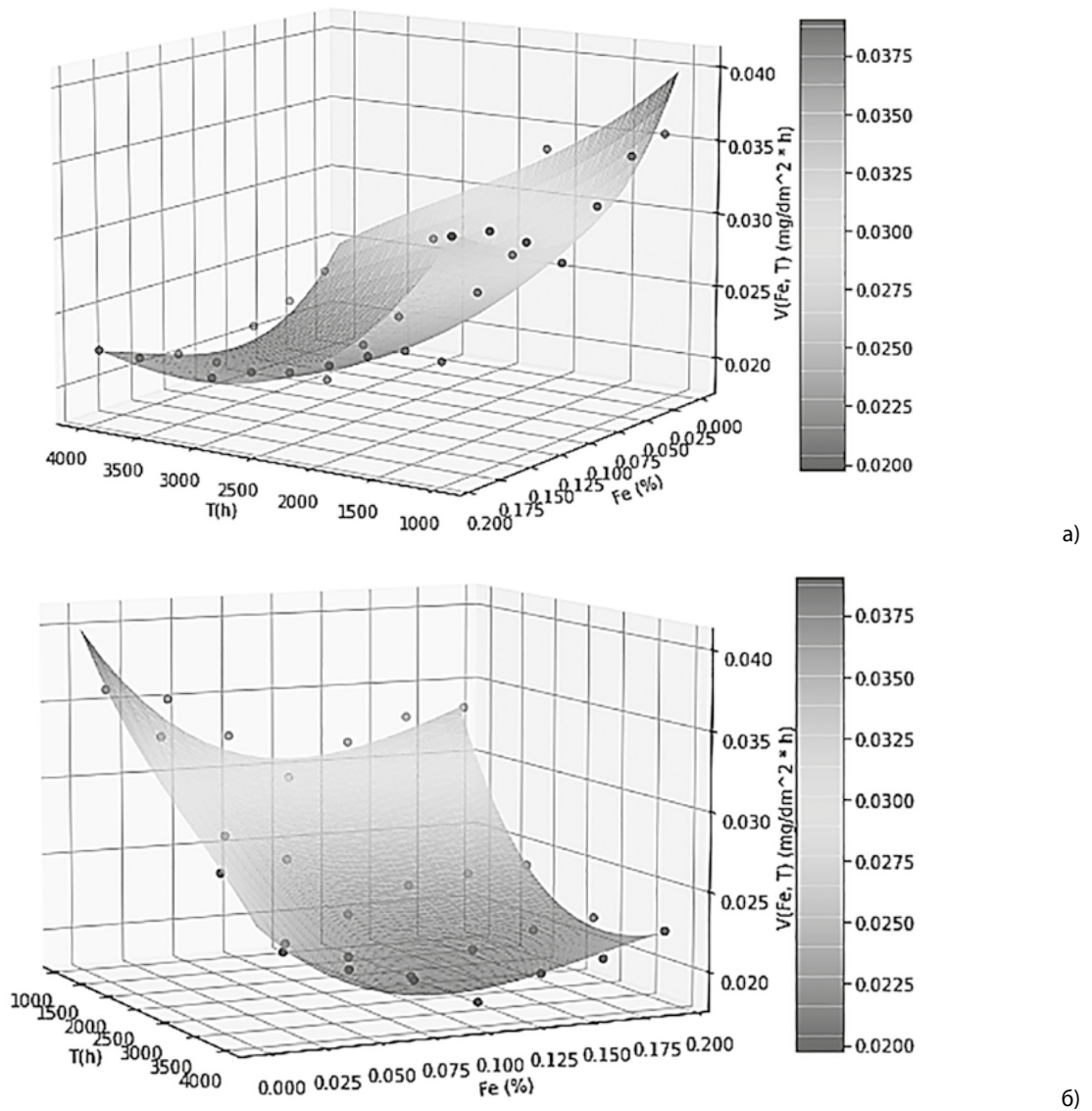
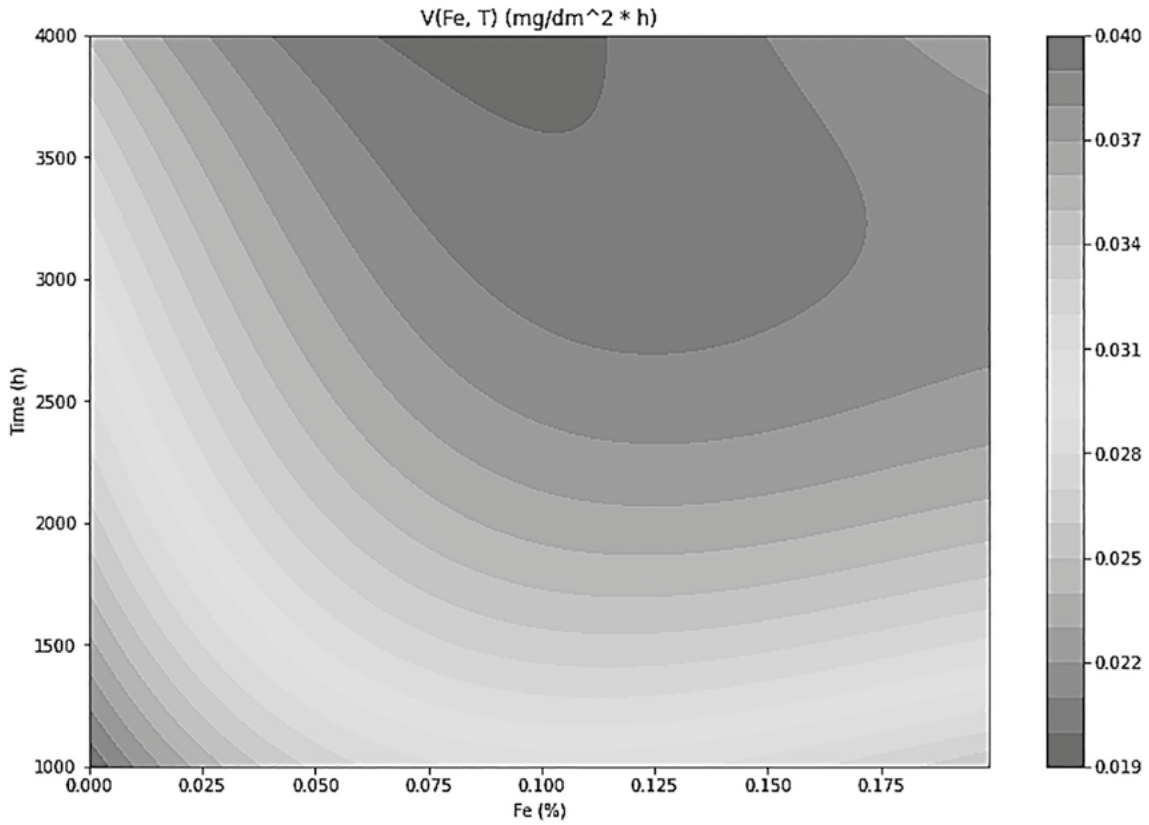
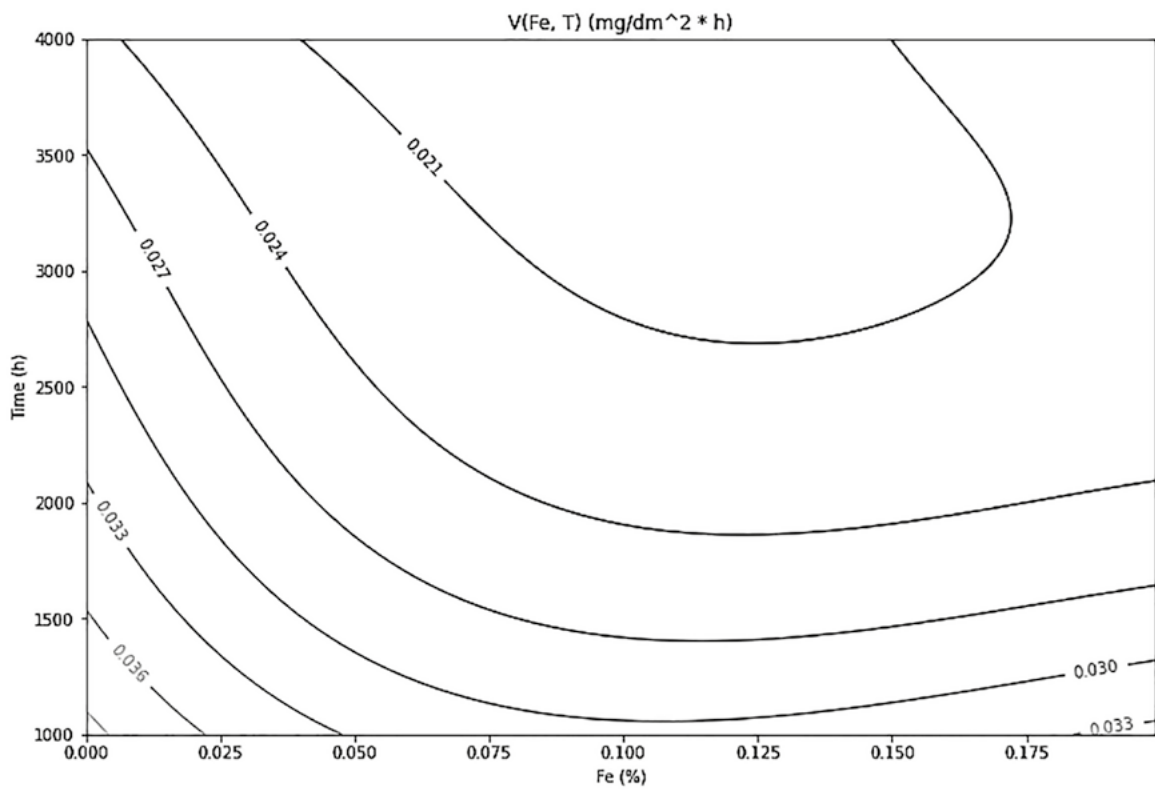


Рисунок 1 – Відновлена залежність $V(F, T)$ та тренувальний Датасет

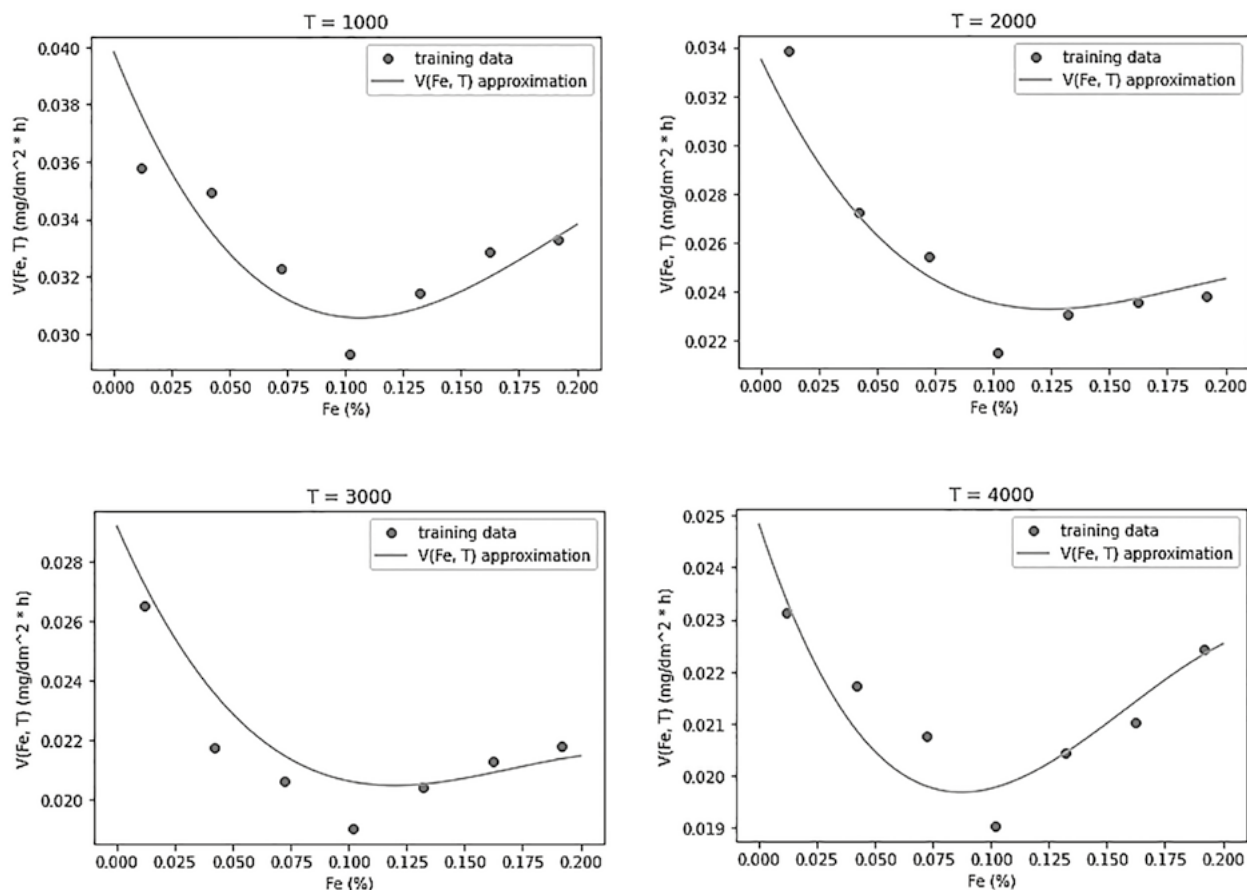


a)



б)

Рисунок 2 – Контурні графіки відновленої залежності $V(F, T)$

Рисунок 3 – Зрізи апроксимуючої залежності $V(F, T)$

Висновки

Проведені довготривалі корозійні випробування зразків сплаву $Zr1\%Nb$ з різним вмістом заліза, отриманого за українською технологією, у водному середовищі за складом та параметрами (температура $350\text{ }^\circ\text{C}$, тиск $16,5\text{ МПа}$), що відповідає теплоносію першого контуру ВВЕР-1000 під час роботи на потужності, і математична обробка результатів цих досліджень дозволили визначити оптимальну кількість заліза, що призводить до підвищення корозійної стійкості сплаву $Zr1\%Nb$ в умовах роботи в активній зоні ВВЕР-1000.

Отримані результати дозволяють зробити висновки про те, що залежність $V(F, T)$ при фіксованому T має виражений однокстремальний характер, який свідчить про наявність оптимального значення масового вмісту заліза, що забезпечує мінімум швидкості утворення корозії, та локалізованого навколо $F = 0,1\%$.

Наявність оптимального значення вмісту легуючого заліза характерно для всіх цирконієвих сплавів, включно з циркалоєм.

У майбутньому це відкриває можливість виробництва в Україні оболонок твєлів підвищеної корозійної стійкості.

Список використаної літератури

1. Стратегія розвитку паливно-енергетичного комплексу України до 2035 року. Схвалено розпорядженням Кабінету Міністрів України від 18.08.2017 № 605-р URL: <https://zakon.rada.gov.ua/laws/file/text/58/f469391n10.pdf>.
2. Стратегією розвитку ПЕК України до 2030 року: планується збільшити виробництво електроенергії в 2,2 раза, при цьому половина цього росту буде досягнута за рахунок атомної енергетики. *Міністерство енергетики України*. URL: http://mpe.kmu.gov.ua/minugol/control/publish/article?art_id=99111.
3. Верховкер Г. П., Кравченко В. П. Основы расчёта и конструирования ядерных энергетических реакторов. Учебник. Одеса: ТЕС, 2009. 409 с.

4. Денісевич К. Б., Ландау Ю. О., Нейман В. О., Сулейманов В. М., Шіляєв Б. А. Энергетика. Історія, сучасність і майбутнє. Розвиток атомної енергетики та об'єднаних енергосистем. Київ, 2013. 304 с.

5. Єфімов О. В., Пилипенко М. М., Потаніна Т. В., Каверцев В. Л., Гаркуша Т. А. Реактори і парогенератори енергоблоків АЕС: схеми, процеси, матеріали, конструкції, моделі. Харків: ТОВ «В справі». 2017. 420 с.

6. Pylypenko M. M. High pure zirconium. *Problems of Atomic Science and Technology*. 2018. № 1. pp. 3-8.

7. Potanina T. V., Yefimov O. V., Pylypenko M. M. Estimation of the dependence parameters of nuclear structural materials hardness on the content of gas impurities: an interval approach. *Problems of Atomic science and technology*. 2021. № 5. pp. 77-83. doi: 10.46813/2021-135-077.

8. Pylypenko M. M., Drobyshevskaya A. A., Stadnik Yu. S., Tantsyura I. G., Pylypenko M. M. Jr. Effect of iron additives on the properties of Zr1%Nb alloy. *Problems of Atomic Science and Technology*. 2018. № 1. pp. 101-104.

9. Yefimov A. V., Pylypenko M. M., Potanina T. V., Yesypenko T. O., Harkusha T. A., Stadnyk Yu. S. Processing of experimental data of the process of refining nuclear material Zr1%Nb by electron-beam melting by means of interval analysis methods. *Problems of Atomic Science and Technology*. 2019. № 5(123). pp. 118-123.

10. Scikit-learn: machine learning in Python – scikit-learn 0.23.2 documentation. URL: <https://scikitlearn.org>.

11. Refaeilzadeh P., Tang L., Liu H. Cross-Validation. *Encyclopedia of Database Systems*. Springer, 2009. pp. 532-538.

12. Rhinehart R. R. *Nonlinear Regression Modeling for Engineering Applications. Modeling, Model Validation, and Enabling Design of Experiments*. John Wiley & Sons Limited, 2016. 403 p.

5. Yefimov, O. V., Pylypenko, M. M., Potanina, T. V., Kavertsev, V. L., Garkusha, T. A. (2017). Reactors and steam generators of NPP power units: schemes, processes, materials, structures, models (monograph). Kharkiv, LLC "V Spravi", p. 420.

6. Pylypenko, M. M. (2018). High pure zirconium. *Problems of Atomic Science and Technology*, 1, 3-8.

7. Potanina, T. V., Yefimov, O. V., Pylypenko M. M. (2021). Estimation of the dependence parameters of nuclear structural materials hardness on the content of gas impurities: an interval approach. *Problems of Atomic Science and Technology*, 5, 77-83. doi: 10.46813/2021-135-077.

8. Pylypenko, M. M., Drobyshevskaya, A. A. (2018). Effect of iron additives on the properties of Zr1%Nb alloy. *Problems of Atomic Science and Technology*, 1, 101-104.

9. Yefimov, A. V., Pylypenko, M. M., Potanina, T. V., Yesypenko, T. O., Harkusha, T. A., Stadnyk, Yu. S. (2019). Processing of experimental data of the process of refining nuclear material Zr1%Nb by electron-beam melting by means of interval analysis methods. *Problems of Atomic Science and Technology*, 5(123), 118-123.

10. Scikit-learn: machine learning in Python – scikit-learn 0.23.2 documentation. Retrieved from: <https://scikitlearn.org>.

11. Refaeilzadeh, P., Tang, L., Liu, H. (2009). Cross-Validation. *Encyclopedia of Database Systems*. Springer, 532-538.

12. Russell Rhinehart R. (2016). *Nonlinear Regression Modeling for Engineering Applications. Modeling, Model Validation, and Enabling Design of Experiments*. John Wiley & Sons Limited, 403 p.

References

1. Strategy for the Development of Fuel and Energy Sector of Ukraine until 2035. Approved by the order of the Cabinet of Ministers of Ukraine dated August 18, 2017 No. 605. Retrieved from: <https://zakon.rada.gov.ua/laws/file/text/58/f469391n10.pdf>.

2. The development strategy of Ukraine's PEC until 2030: it is planned to increase electricity production by 2.2 times, while half of this growth will be achieved at the expense of nuclear energy. *Ministry of Energy of Ukraine*. Retrieved from: http://mpe.kmu.gov.ua/minugol/control/publish/article?art_id=99111.

3. Verkhivker, G. P., Kravchenko, V. P. (2009). *Fundamentals of calculation and design of nuclear power reactors*, Odesa: TPP, 409 p.

4. Denisevich, K. B., Landau, Yu. O., Neumann, V. O., Suleymanov, W. M., Shilyaev, B. A. (2013). *Energy. History, present and future. Development of nuclear energy and integrated energy systems*, Kyiv, 304 p.

Improvement in the Properties of Fuel Claddings for the Domestic Nuclear Fuel Cycle

O. Yefimov¹, M. Pylypenko², V. Kravchenko³, L. Liubchik¹, T. Potanina¹, T. Yesypenko¹, T. Harkusha¹

¹National Technical University "Kharkiv Polytechnic Institute", Kharkiv, Ukraine

²National Research Center "Kharkiv Institute of Physics and Technology", National Academy of Sciences of Ukraine, Kharkiv, Ukraine

³Odesa Polytechnic National University, Odesa, Ukraine

Improvement in the properties, such as corrosion resistance, of structural zirconium materials (alloys) of fuel claddings in the cores of NPP nuclear reactors for the domestic nuclear fuel cycle, according to the "Energy Development Strategy of Ukraine" until 2035, by optimizing the amount of iron alloying in them is considered.

The need to ensure high corrosion resistance and reliability of fuel claddings for the safe operation of pressurized water reactors of new generation at double-circuit NPPs under operating conditions with a fuel cycle length of 6-7 years is substantiated.

The chemical composition and mechanical properties of zirconium alloys of fuel claddings of different manufacturers are analyzed. The influence of various impurities in ingots of the domestic Zr1%Nb zirconium alloys based on spongy (magnetothermal) zirconium produced by Ukrainian technology on their properties is addressed.

It is shown that doping of the Zr1%Nb alloy with iron is promising in the development of technology for the production of domestic materials of fuel claddings for reactors with high reliability and safety.

Processing the results of experimental studies on corrosion of zirconium alloys with different iron content by two-dimensional polynomial comb regression implemented on Python language programming based on the machine learning theory allowed determination of the optimal value of the required iron alloying for the Zr1%Nb zirconium alloy for fuel claddings of Ukrainian production.

The proposed method can be effectively used to determine the optimal number of alloying elements for other zirconium alloys, promising for the nuclear energy of Ukraine, in particular, zircaloy.

Keywords: corrosion resistance, fuel claddings, nuclear energy, reliability, zirconium alloy.

Отримано 19.06.2022