

Т. В. Балаханова¹, к.т.н., с.н.с., ORCID 0000-0003-2493-218X

І. М. Чуйко¹, к.т.н., с.н.с., ORCID 0000-0002-4753-614X

Е. В. Парусов¹, д.т.н., с.н.с., зав. відд., ORCID 0000-0002-4560-2043

Е. В. Олійник¹, аспірант, ORCID 0000-0002-3366-3746

¹ *Інститут чорної металургії ім. З. І. Некрасова НАН України*

ДЕЯКІ АСПЕКТИ ВИКОРИСТАННЯ СТАЛЕЙ ПІД ЧАС ПОЗАРЕАКТОРНОГО ЗБЕРІГАННЯ ТА ТРАНСПОРТУВАННЯ ВІДПРАЦЬОВАНОГО ЯДЕРНОГО ПАЛИВА. (ОГЛЯД)

Анотація. У світі ядерна промисловість вважається ідеальним варіантом екологічного джерела енергогенерації, що базується на поділі радіоактивного нукліда хімічного елементу ²³⁵U. При виробництві електроенергії атомними електростанціями головний недолік полягає в утворенні радіоактивних відходів. Після видалення відпрацьованого палива з ядерного реактора його розміщують у спеціальних контейнерах, які містять поглинальні та затримувальні елементи. Очевидно, що зберігання та транспортування відпрацьованого ядерного палива відіграє важливу роль у розвитку і загальній безпеці атомної промисловості, а високоякісні нейтронно-поглинальні матеріали є основою для успішного виготовлення надійних конструкцій та ємностей. Розроблення сучасних нейтронно-абсорбційних матеріалів забезпечує надійність, безпеку, довготривалість зберігання, а також зменшення вартості логістичних операцій, пов'язаних із перевезенням радіоактивних відходів. За результатами аналізу науково-технічних джерел узагальнено сучасні уявлення щодо матеріалів для виготовлення контейнерів, які використовують для зберігання та транспортування відходів ядерного палива. Розглянуто переваги та недоліки основних матеріалів, які використовують під час утилізації відпрацьованого ядерного палива. Встановлено, що з точки зору економічної складової найбільш раціональним матеріалом для зберігання та транспортування радіоактивних відходів є нержавіюча сталь феритного класу з підвищеним вмістом бору, яка окрім поглинальних здібностей характеризується іншими властивостями, обов'язковими для зазначеного виду продукції. Оскільки бор володіє низькою здатністю до розчинення як в аустеніті, так і фериті, то це призводить до формування боридів різного типу, які сприяють окрихченню конструкційного матеріалу. При цьому, розподілення боридів за об'ємом металовиробу визначають не тільки комплекс властивостей, але і захисні властивості матеріалу та технологічність виготовлення з нього кінцевої продукції. Не дивлячись на те, що борвмісні сталі феритного класу відомі вже тривалий час, питання пов'язані із процесами структуроутворення, підвищенням технологічних та експлуатаційних властивостей, досі залишаються недостатньо вивченими та дискусійними. Відсутня також інформація щодо впливу термічного оброблення на формування структури та механічних властивостей готових металовиробів із нержавіючих сталей

феритного класу. Успішне розв'язання зазначених науково-технічних проблем забезпечить отримання сучасних високоякісних нейтронно-поглинальних контейнерів для позареакторного зберігання та транспортування відпрацьованого ядерного палива.

Ключові слова: відпрацьоване ядерне паливо, поглинання нейтронів, захисні матеріали, бор, нержавіючі сталі феритного класу.

Посилання для цитування: Деякі аспекти використання сталей під час позареакторного зберігання та транспортування відпрацьованого ядерного палива. (Огляд) / Т. В. Балаханова, І. М. Чуйко, Е. В. Парусов, Е. В. Олійник // *Фундаментальні та прикладні проблеми чорної металургії*. 2023. Вип. 37. С. 389-406. <https://doi.org/10.52150/2522-9117-2023-37-389-406>

Актуальність проблеми. Ядерна енергія вважається ключовою низьковуглецевою технологією для досягнення масштабних і невідкладних заходів щодо пом'якшення наслідків зміни клімату [1–3]. Використання лише альтернативних джерел енергії не забезпечить задоволення цих потреб. Згідно з дослідженнями, що координувалися МАГАТЕ, Україна має значний потенціал з точки зору використання ядерної енергії для скорочення викидів парникових газів і досягнення цілей з боротьби зі зміною клімату [4]. Наприкінці 2021 року національний державний оператор атомних електростанцій (АЕС) НАЕК «Енергоатом», керування яким здійснює безпосередньо Уряд України, підписав важливу угоду з американською енергетичною компанією «Westinghouse». Ця угода передбачає добудову на Хмельницькій АЕС двох атомних енергоблоків потужністю 1 ГВт. Додатково у планах НАЕК «Енергоатом» значиться збільшення до 2040 року встановленої потужності всіх атомних електростанцій ~ на 73 % – з 13,8 ГВт до 24 ГВт. Для цього національний державний оператор АЕС має намір побудувати за наступні 17 років 14 атомних реакторів та дві нові електростанції. Отже, НАЕК «Енергоатом» спрямовує свої зусилля на максимально можливу концентрацію елементів ядерного циклу в Україні.

Одна із проблем, що постає перед нашою державою, стосується радіоактивних відходів та відпрацьованого ядерного палива (ВЯП), які потребують відповідного безпечного транспортування та зберігання. Розв'язання проблеми остаточного захоронення або зберігання високорадіоактивних довгоживучих відходів діяльності атомної промисловості України досі перебуває на стадії наукових пошуків. Через відсутність власного централізованого сховища Україна змушена щороку витратити близько 200 млн доларів США на оплату послуг з вивезення та перероблення ВЯП. Будівництво централізованого сховища ВЯП реакторів типу ВВЕР національних АЕС повністю не задовольняє потребу на фоні збільшення кількості обороту ядерного

палива, тому планується подальше активне застосування сховищ, які вже існують. Таким є сховище у м. Енергодар (Запорізька обл.), що приймає ВЯП Запорізької АЕС і потребує безперебійного постачання спеціальних контейнерів для його транспортування та зберігання.

Відпрацьоване паливо ядерного реактора містить 96 % урану, 3 % продуктів ділення і 1 % плутонію, а також незначну кількість інших трансуранових сполук [5, 6]. Оскільки ВЯП містить нукліди з дуже тривалим періодом напіврозпаду, то проблема зберігання та/або захоронення цих нуклідів, наприклад геологічне, стала серйозною перепорою для розвитку ядерної енергетики [7].

На відміну від швидкорослих темпів розвитку атомної енергетики, розробка нових заходів щодо перероблення ВЯП відбувається повільно, що призводить до накопичення великої кількості відходів на діючих АЕС. У світі існує два основні способи оброблення ВЯП. Одним з них є стратегія «одного циклу», яка припадає до відкритого типу, тобто відпрацьоване паливо безпосередньо охолоджується, стабілізується в твердий стан, герметизується і підлягає захороненню глибоко під землею. До країн, що застосовують такий спосіб, належать Сполучені Штати Америки, Австралія тощо. Авторами робіт [6, 8, 9] проведено ґрунтовний літературний огляд більше ніж 160 наукових публікацій (1981–2021 рр.), який засвідчив, що довгострокове зберігання є найбільш раціональним рішенням для завершення циклу обігу ВЯП, оскільки воно забезпечує кінцеве місце призначення в глибокому підземеллі, яке назавжди ізолює відходи від людей та навколишнього середовища. Хоча довготривале зберігання може бути зручним і економічноефективним у короткостроковій перспективі, відходи повинні зберігатися таким чином, щоб потім їх можна було легко переробити як паливо. У довгостроковій перспективі оптимальним варіантом є повне перероблення ВЯП, що являє собою інший напрямок його обігу. Другий напрямок належить до замкненого циклу, при реалізації якого ВЯП спочатку зберігається протягом певного періоду. Цей спосіб вимагає не тільки великої кількості стелажів для зберігання відходів, але і великої кількості спеціальних контейнерів для їхнього позареакторного зберігання, транспортування та перероблення. Для захисту від радіоактивності контейнер з ВЯП має зовнішню оболонку товщиною 12–38 см, яка складається з безлічі шарів таких матеріалів, як сталь, бетон, свинець, борований полімер тощо. При цьому повна вага навантаженого контейнера, що використовується для автоперевезень, становить 25 т, з яких ВЯП важить лише 0,5–2,2 т. Контейнер, що використовують для залізничних перевезень, має повну вагу 150 т і може перевозити до 20 т відходів. Нейтронно-поглинальні матеріали для зберігання та транспортування ВЯП є основними матеріалами, які використовують для виготовлення решіток і контейнерів. Таким чином, розроблення сучасних нейтронно-

абсорбційних матеріалів допомагає розширювати можливості під час транспортування, збільшувати ємності для зберігання, що позитивно впливає на зниження матеріальних витрат та відповідно поліпшення умов утилізації ВЯП.

Мета роботи – узагальнення сучасних результатів досліджень щодо матеріалів для виготовлення контейнерів, які використовують для зберігання та транспортування відходів ядерного палива.

Матеріали у методи досліджень. Представлена робота авторів заснована на ретельному бібліографічному огляді сучасних науково-технічних публікацій, які стосуються зберігання та транспортування ВЯП, застосування новітніх матеріалів нейтронного захисту для зберігання відходів палива, їхньої переваги та недоліків. Вихідні дані було зібрано станом на жовтень 2023 року на спеціалізованих пошукових платформах широкого кола користування таких як «Springer», «ResearchGate», «SemanticScholar», «ScienceDirect», «MDPI», «GoogleScholar» тощо. Для коректного фільтрування вихідних даних та уточнення пошукових запитів використовувалися різні логічні оператори та параметри пошуку.

Результати досліджень та їх обговорення. На сьогодні існують шість основних типів матеріалів нейтронного поглинання для транспортування і зберігання ВЯП, а саме нержавіючі боровмісні сталі, аморфні сплави, композити на основі алюмінію та карбіду бору, алюмінієві сплави з бором, вуглецеві нанотрубки (CNT) і полімерні композити. Зазначеним матеріалам притаманні наступні три характеристики, які є необхідними у питаннях поводження з ВЯП: сталий структурний і елементний стан, стійка геометрія збірок зберігання відходів та ядерна радіаційна безпека критичності.

Нержавіючі боровмісні сталі застосовуються для вологих і сухих способів зберігання. Борвмісна нержавіюча сталь – найбільш відомий та розповсюджений матеріал і здебільшого є найкращим для виготовлення систем зберігання ВЯП, зокрема пеналів для зберігання [10–13].

Аморфні сплави як самостійний матеріал для виробу наразі не застосовуються, але є спроби їх використання як покриття (термічного наплення) на контейнери для зберігання.

Композит на основі матриці з алюмінію та часток карбіду бору зазвичай використовується як нейтронного поглинач [14–19], який адсорбує теплові нейтрони, щоб підтримати підкритичність відпрацьованої тепловидільної збірки. В₄C/Al матричний композит виготовляється з чистого або легованого алюмінію як матриця з додаванням часточок В₄C. Чистий алюміній або сплави на його основі широко використовуються як матричний матеріал зважаючи на його малу щільність, високу міцність, задовільну ударну в'язкість і корозійну стійкість. Наприклад алюмінієвий сплав AA6061 завдяки високому вмісту Si і Mg має переваги у вигляді високої плинності під час лиття та

низької вартості. Наразі для широкого використання у різних областях зберігання і транспортування ВЯП були затверджені АММС, Boralcan, Metamic, Structural Poison Tube та інші нейтронно-поглинальні матеріали, що містять В₄С в матриці алюмінію та його сплавів. Однак деякі з них, наприклад Boralcan, в певних дослідженнях виявляв ознаки корозії [20, 21] і тому його застосування ще залишається під питанням. Існує кілька способів отримання композитів В₄С/Al, а також продовжується подальша розробка нових. Цей композит на даний час є одним з найбільш перспективних матеріалів.

Алюмінієві сплави з бором використовуються для виготовлення ємностей тільки сухого зберігання [22]. Сплав В/Al утворюється шляхом додавання бору до матричного алюмінієвого сплаву шляхом плавлення або порошкової металургії. Сплав В/Al має низьку щільність, малу вагу, високу теплопровідність, задовільну корозійну стійкість і практично не володіє внутрішніми дефектами. Однак, при введенні бору на границях зерен алюмінієвої матриці утворюються високобористі неметалеві включення, які знижують ударну в'язкість сплаву, у той час, як занадто малий вміст бору обмежує властивості сплаву з поглинання нейтронів. За даними роботи [23, 24] сплави В/Al з вмістом бору від 10 % до 50 % мають задовільні властивості поглинання нейтронів, але через утворення в матриці великої кількості боридів характеризуються надзвичайно низькими механічними властивостями.

Нанотрубки є перспективним, але недостатньо вивченим матеріалом [25, 26].

З'єднання полімеру часто використовуються як уповільнювач нейтронів, оскільки полімери виступають як сповільнювачі нейтронів завдяки високій об'ємній частці атомів водню у їхньому складі [27, 28]. Наразі відомо про такі матеріали, як поліетилен, поліпропілен, епоксидна смола, силіконова гума, EPDM-каучук та поліамід. Термопластичні екранувальні матеріали, наприклад поліетилен, мають низьку температуру термічної деформації (близько 100 °С) і низьку термічну стабільність, яка навряд чи може протистояти підвищеним температурам. Проте останні розробки у виробництві поліпропіленів забезпечують їхню чудову високотемпературну стабільність, високі механічні властивості та задовільну радіаційну стійкість. Такі матеріали можуть витримувати високу температуру протягом кількох годин, навіть коли система теплообміну ядерних установок втрачає свою здатність працювати. Однак ці матеріали знаходяться у стані розроблення і більшою мірою широке використання полімерів обмежене відносно низькими механічними властивостями та стійкістю до високих температур [29].

Бетон головним чином використовують для захисту від радіації як будівельний матеріал або наповнювач огорожі у транспортних контейнерах при сухому зберіганні відходів [30]. Бетон може значно

зменшити силу проникнення нейтронного потоку при зберіганні ВЯП і забезпечити при цьому стабільність своїх властивостей, однак як самостійний матеріал він не застосовується.

Серед елементів, що поглинають нейтрони (мають високі макроскопічні перерізи поглинання нейтронів), відомі наступні: гадоліній (Gd), кадмій (Cd), самарій (Sm), бор (B), європій (Eu) і диспрозій (Dy). Максимальні перерізи поглинання нейтронів є у ^{155}Gd і ^{157}Gd і становлять 49700 барн, а вміст цих ізотопів у природному Gd становлять 14,8 % і 15,7 % відповідно. Однак він має обмежене застосування через низькі механічні властивості та специфічні умови виготовлення, оскільки проявляє високі токсичність і канцерогенність. Переріз поглинання нейтронів ^{149}Sm і ^{152}Sm мають 5922 барн, вміст у природному матеріалі становить 13,8 % і 26,7 % відповідно, малотоксичний. Однак дрібнодисперсний стан Sm може викликати самозаймання, а також легко намагнічується і його досить важко розмагнітити. Переріз поглинання нейтронів ^{151}Eu становить 4530 барн, вміст становить 47,8 %, проявляє високу хімічну активність і схильність до високої нестабільності. Переріз поглинання нейтронів ^{113}Cd становить 2520 барн, а вміст цього ізотопу у природному Cd становить 12,3 %. Він високотоксичний і легкозаймистий з низькою температурою плавлення (320,9 °C). ^{10}B має переріз поглинання теплових нейтронів 767 барн, а його вміст в природному матеріалі становить 19,9 % [31]. У таблиці 1 наведено показники перерізів поглинання нейтронів різних хімічних елементів у полі відпрацьованого палива [32]. Для кожного елемента виділяють переріз даного типу реакції, тобто переріз розсіювання нейтронів (σ_s) і переріз поглинання нейтронів (σ_a).

Виготовлення матеріалів для екранування та поглинання нейтронів засноване на використанні сполук, що містять елементи з високим поперечним перерізом захвату теплових нейтронів. Ці елементи зазвичай і додають до полімерних, металевих, сплавних або бетонних матриць для отримання більш ефективного екранування та економії витрат. Однак використання наповнювачів може також призвести до погіршення фізичних і механічних властивостей екранувальних конструкцій. Нині існує два загальножививаних наповнювачі: з'єднання бору і матеріали на основі рідкоземельних металів.

Попри початкове застосування нових матеріалів, найбільш поширеним засобом захисту ВЯП залишається нержавіюча сталь з бором.

Боровмісна нержавіюча сталь являє собою спеціальний матеріал, що утворюється під час введення бору до основи нержавіючої сталі. Порівняно з іншими екранувальними матеріалами, боровмісна сталь має стабільну структуру за високих температур, високу корозійну стійкість і задовільну екранувальну дію. Це дозволяє їй одночасно проявляти екранувальні властивості і для нейтронів, і для γ -променів. У

теперішній час сплави на основі заліза, включно зі сталями, широко використовують в якості конструкційних матеріалів для роботи з ВЯП, на кшталт NeutroSorbPLUS NAS8R10, NAR-304BN та інших боровмісних сталей, що знайшли широке використання для виготовлення полиць басейнів з відпрацьованим ядерним паливом, кошиків для зберігання і транспортувальних контейнерів. Найбільш розповсюдженими є сталі з бором аустенітного класу, леговані нікелем у кількості більше ніж 8 % ваг. [18, 33].

Таблиця 1 – Переріз загального нейтронного поглиначача у полі ВЯП [32].

	Назва елемента	Переріз розсіювання σ_s , барн	Переріз поглинання σ_a^* , барн
1	Гадоліній	180,22	49,7
2	Самарій	39,33	5922
3	Європій	9,24	4530
4	Кадмій	6,5	2520
5	Диспрозій	90,39	994
6	Бор	5,24	767
7	Вольфрам	4,6	18,3
8	Нікель	18,5	4,49
9	Хром	3,49	3,05
10	Залізо	11,62	2,56
11	Алюміній	1,5	0,2313
Примітка: * σ_a – переріз поглинання нейтронів зі швидкістю 2200 м/с			

Для АЕС Моховце (Словаччина), Темелін (Чехія), Запорізької, Хмельницької та Рівненської атомних електростанцій в Україні розроблено та встановлено стелажі з ущільненим кроком розташування відпрацьованих тепловидільних збірок в чохлах у вигляді шестиграних труб з нержавіючої сталі ATAVOR WS BOR0-01 (сталь виготовлена у Німеччині), яка містить 1,5 % бору. Ця сталь належить до серії 300. Нержавіючі сталі серії 300 класифікуються як аустенітні та складаються з 18–30 % хрому і 6–20 % нікелю у якості основних легувальних добавок. Склад нержавіючих сталей серії 300 робить їх особливо корисними також у будівельній, автомобільній та аерокосмічній галузях промисловості. Оскільки ці нержавіючі сталі витримують екстремально високі температури, вони наклепується тільки методами холодного деформаційного оброблення [34]. На рисунку 1 наведено стелаж для зберігання тепловидільних збірок реакторів ВВЕР-1000, який виготовляється компанією «Skoda JS» (Чехія).

У атомній енергетиці держав колишнього пострадянського простору та зокрема в Україні для виготовлення чохла-стелажів застосовується сталь 04X14T3P1Ф із вмістом бору до 2,2 % [35]. Ця сталь має дещо вищий вміст вуглецю та мангану, а також нижчий вміст хрому порівняно з марками серії 300. У результаті ця нержавіюча сталь

феритного класу забезпечує вищу міцність і більшу зносостійкість, але має нижчу корозійну стійкість, ніж сталі серії 300.

Для Запорізької АЕС (найбільшої не тільки в Україні, а й у всій Європі) було також передбачено вивезення ВЯП за кордон. Однак у 1992 році почалися пошуки радикальної зміни ситуації, яка складалась, оскільки через дефіцит вільних осередків у басейнах витримки вже до 1998 року довелося б зупинити блоки цієї електростанції. У теперішній час на Запорізькій АЕС для сухого зберігання ВЯП використовують вентилявані контейнери, які призначено для тривалого зберігання 24 відпрацьованих тепловідільних збірок кожен. Збірки розміщують у блок шестиграних труб, що утворює циліндричний багатомісний герметичний кошик. Кошик являє собою захисний бар'єр, що перешкоджає виходу радіоактивності в навколишнє середовище, а також є радіатором, який відводить надлишкове тепло відпрацьованих тепловідляючих збірок в область вентиляваного бетонного захисного контейнера.

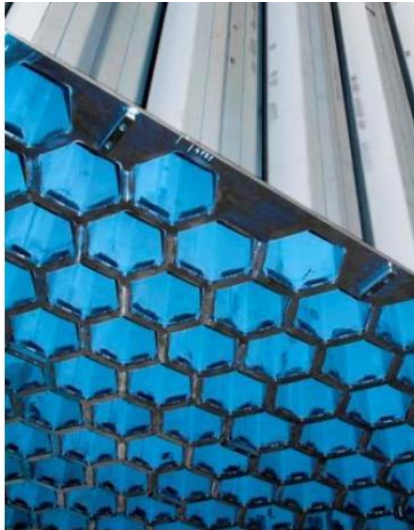


Рисунок 1 – Типовий контейнер для транспортування та зберігання ВЯП виробництва «Skoda JS».

У кошику створюється і підтримується протягом усього періоду зберігання гелієва атмосфера. Герметичний кошик розміщують у вентиляваному бетонному контейнері, який встановлюється на спеціальному майданчику зберігання. Зовнішній діаметр контейнерів становить 3378 мм, висота – 5809 мм. Шестигранні труби, призначені для розміщення відпрацьованих тепловідільних збірок, мають довжину 4320 мм, внутрішня відстань між гранями – 249,6 мм, товщина стінки –

5 мм. Вартість одного такого контейнера становить близько 300 тис. доларів США за умови виготовлення українськими підприємствами і близько 1 млн доларів США за умови іноземного виконання, наприклад американською компанією «Duke Engineering&Services Inc» [35]. Наразі на майданчику сухого сховища ВЯП встановлено 80 вентильованих контейнерів зберігання. За підрахунками фахівців Запорізької АЕС, економічний ефект від використання сухого сховища ВЯП замість вивезення відходів на зберігання за кордон складає ~ 468 млн доларів США.

Попри поширене використання у якості матеріалу для виготовлення корпусу захисних пеналів нержавіючих сталей аустенітного класу, від інших видів нержавіючих сталей вони відрізняються також високим вмістом нікелю. І хоча на думку авторів [36] аустенітні сталі показали високу рентабельність у довгостроковій перспективі, увага промисловців і вчених до нержавіючих сталей феритного класу знову була привернута наприкінці 00-х років ХХІ сторіччя на тлі різкого зростання вартості нікелю [37, 38]. Одним із конкурентних матеріалів аустенітної боровмісної нержавіючої сталі є сталі феритного класу, які так само містять бор. Феритні нержавіючі сталі задовольняють більшості вимог щодо корозійної стійкості, а їх зносостійкість представляє особливий інтерес з трибологічної точки зору. Крім того, зазначена група сталей характеризується низьким вмістом нікелю, що робить їх економічно конкурентоспроможними [39]. На територіях держав колишнього пострадянського простору проведена досить вдала спроба використання нержавіючої сталі феритного класу 04X13ТЗР1Ф у атомній промисловості, шляхом модифікації її хімічного складу шляхом додавання більш високої кількості бору, але труднощі виготовлення конкурентоспроможної продукції з такої сталі залишаються невирішеними. Через низьку технологічну пластичність витратний коефіцієнт металу від трубної заготовки до готової шестигранної труби становить ~ 4,0. Це пов'язано з високим рівнем крихкості як за кімнатної, так і за підвищених температур [40]. Розв'язанню проблеми наднормативних витрат металу присвячено велику кількість закордонних досліджень за напрямком гарячого деформування боровмісних сталей [41, 42], однак застосування цих рішень не дозволяє знизити витратний коефіцієнт нижче 3,403 [43].

Висновки

За результатами проведеного аналізу сучасних науково-технічних джерел встановлено, що за останні десятиріччя опубліковано значну кількість робіт, які присвячено дослідженню та розробленню нових конструкційних матеріалів для виготовлення контейнерів для зберігання відпрацьованого ядерного палива атомних електростанцій. Показано, що одним з основних матеріалів з цим цільовим

призначенням є борвмісні нержавіючі сталі. З точки зору економічної складової найбільш раціональним кроком під час зберігання та транспортування відходів ядерного палива є використання нержавіючих сталей феритного класу, на кшталт борвмісної марки 04X14T3P1Ф. Однак низка питань, яка пов'язана з технологічністю подібних борвмісних сталей феритного класу, залишається недостатньо вивченою, що не дозволяє розширити сферу їхнього застосування, зокрема в ядерній енергетиці. Такі особливості пов'язані, перш за все, із недостатністю інформації щодо впливу пластичного деформування на особливості формування структури нержавіючих борвмісних сталей феритного класу, а також хімічної неоднорідності на розподіл та кількість боридних включень. Відсутньою також є інформація стосовно впливу параметрів режиму термічного оброблення на формування структури та механічних властивостей готових металовиробів із нержавіючих сталей феритного класу. Успішне розв'язання зазначених науково-технічних проблем зумовить необхідний поштовх до імпортозаміщення у галузі ядерної енергетики України, зокрема забезпечить виготовлення на національних виробничих потужностях сучасних конкурентоспроможних нейтронно-поглинальних контейнерів для зберігання і транспортування відпрацьованого ядерного палива.

Перелік посилань

1. Fernández-Arias P., Vergara D., Antón-Sancho Á. Global Review of International Nuclear Waste Management. *Energies*. 2023. Vol. 16. P. 6215. <https://doi.org/10.3390/en16176215>.
2. Fernández-Arias P., Vergara D., Antón-Sancho Á. Bibliometric Review and Technical Summary of PWR Small Modular Reactors. *Energies*. 2023. Vol. 16. <https://doi.org/10.3390/en16135168>.
3. Dolin V., Frano R., Kopylenko O., Cancemi S. Assessment of the behavior of spent nuclear fuel in Ukraine. *Safety of Nuclear Waste Disposal*. 2023. Vol.2. P. 199-200. <https://doi.org/10.5194/sand-2-199-2023>.
4. Khotiaintseva O., Khotiaintsev V., Gulik V. Radiological characteristics of spent nuclear fuel from small modular reactors under consideration for deployment in Ukraine. *Nuclear Technology and Radiation, Protection*. 2023. Vol. 38. P. 88-95. <https://doi.org/10.2298/NTRP2302088K>.
5. Transport of Radioactive Material (Updated January 2022). URL: <https://world-nuclear.org/information-library/nuclear-fuel-cycle/transport-of-nuclear-materials/transport-of-radioactive-materials.aspx>.
6. Григораш О., Дибач О., Кондратьєв С., Горбаченко О., Панченко А., Шугайло О., Ковбасенко Ю., Вишемірський М., Богорад В., Белих Д., Шендерович В. Питання ядерної та радіаційної безпеки централізованого сховища відпрацьованого ядерного палива АЕС України. *Ядерна та радіаційна безпека*. 2017. № 75. С. 3–10. [https://doi.org/10.32918/nrs.2017.3\(75\).01](https://doi.org/10.32918/nrs.2017.3(75).01).
7. Fukuda T., Kobata M., Shobu T., Yoshii K., Kamiya J., Iwamoto Y., Makino T., Yamazaki Y., Ohshima T., Shirai Y., Yaita T. Direct energy conversion

using Ni/SiC Schottky junction in ^{237}Np and ^{241}Am gamma ray regions. *Journal of Applied Physics*. 2022. Vol. 132. 245102. <https://doi.org/10.1063/5.0099136>.

8. Kurniawan T. A., Othman M. H. D., Singh D., Avtar R., Hwang G. H., Setiadi T., Lo W.-h. Technological solutions for long-term storage of partially used nuclear waste: A critical review. *Annals of Nuclear Energy*. 2021. Vol. 166. 108736. <https://doi.org/10.1016/j.anucene.2021.108736>.

9. Hu G., Pfingsten W. Data-driven machine learning for disposal of high-level nuclear waste: A review. *Annals of Nuclear Energy*. 2023. Vol. 180. 109452. <https://doi.org/10.1016/j.anucene.2022.109452>.

10. He J. Y., Soliman S. E., Baratta A. J., Balliett T. A. Fracture Mechanism of Borated Stainless Steel. *Nuclear Technology*. 2000. Vol. 130:2, p. 218-225. <https://doi.org/10.13182/NT00-A3089>.

11. Smith R., Loomis G., Deltete C. Borated stainless steel application in spent-fuel storage racks. Report. 1992. WEB: <https://www.osti.gov/biblio/7024014>.

12. Hafez S., Elshazly R., Eissa M., EL-Kameesy S. High Borated Stainless-Steel Alloys for Nuclear Reactor Domains. *Arab Journal of Nuclear Sciences and Applications*. 2021. Vol. 54. P. 97–104. <https://doi.org/10.21608/ajnsa.2021.29519.1352>.

13. Li Y.-W., Liu H.-T., Wang Z., Zhang Z.-H., Li W.-T., Shen H.-Y., Zhang X.-M., Wang G.-D. Solidification microstructure of high borated stainless steels with rare earth and titanium additions. *Rare Metals*. 2019. 39. P. 1483–1491. <https://doi.org/10.1007/s12598-019-01247-w>.

14. Li Y.-W., Wang Z., Liu H.-T., Li G. Effect of Solution Treatment on the Microstructure and Mechanical Properties of High-Borated Steel Composites. *Journal of Materials Engineering and Performance*. 2022. 32. <https://doi.org/10.1007/s11665-022-07312-3>.

15. Cizek P., Parker B., Bijok M., Zuna P. The Influence of Large Boride Particles on Microstructural Evolution in AISI 304 Steel. *Isij International*. 1994. Vol. 34. Iss. 8. P. 679–688. <https://doi.org/10.2355/isijinternational.34.679>.

16. Chen Y., Nie J., Wang F., Yang H., Wu C., Liu X., Zhao Y. Revealing hetero-deformation induced (HDI) stress strengthening effect in laminated Al-(TiB₂+TiC) p/6063 composites prepared by accumulative roll bonding. *Journal of Alloys and Compounds*. 2019. 815. 152285. <https://doi.org/10.1016/j.jallcom.2019.152285>.

17. Li Y.-W., Liu H.-T., Wang Z., Zhang X.-M., Wang G.-D. Suppression of edge cracking and improvement of ductility in high borated stainless steel composite plate fabricated by hot-roll-bonding. *Materials Science and Engineering: A*. 2018. 731. <https://doi.org/10.1016/j.msea.2018.06.039>.

18. Moon J., Jang J., Kim S.-D., Lee T.-H., Ha H.-Y., Lee C.-H., Hong H. Different aspect of solidification cracking susceptibility and hot ductility behavior of borated stainless steels and the effects of boron content. *Materials Characterization*. 2020. 164. 110319. <https://doi.org/10.1016/j.matchar.2020.110319>.

19. Sun W., Hu G., Xu H., Li Y., Wang C., Men T., Ji F., Lao W., Yu B., Sheng L. Study on the Influence of Reinforced Particles Spatial Arrangement on the Neutron Shielding Performance of the Composites. *Materials*. 2022. Vol. 15(12). P. 4266. <https://doi.org/10.3390/ma15124266>.

20. Jung Y., Lee Y., Kim J., Ahn S. Accelerated Corrosion Tests of Al-B4C Neutron Absorber Used in Spent Nuclear Fuel Pool. *Journal of Nuclear Materials*. 2021. Vol. 552. P. 153011. <https://doi.org/10.1016/j.jnucmat.2021.153011>.

21. Jung Y., Lee M., Kim K., Ahn S. $^{10}\text{B}(n, \alpha)^7\text{Li}$ reaction-induced gas bubble formation in Al-B4C neutron absorber irradiated in spent nuclear fuel pool. *Journal of Nuclear Materials*. 2020. Vol. 533. P. 152077. <https://doi.org/10.1016/j.jnucmat.2020.152077>.
22. Xue X., Wang C., Tao J., Cao X.-Z., Ri R., Yang H. Research Progress on Aluminum-Boron Compounds (Al-B) and Its Composite Materials. *Bulletin of the Chinese Ceramic Society. Journal of Inorganic Materials*. 2013. Vol. 32. P. 2037-2045. Link: <https://bit.ly/3161Gy5>.
23. Lindquist K. Handbook of Neutron Absorber Materials for Spent Nuclear Fuel Transportation and Storage Applications: Technical Report. Electric Power Research Institute: Palo Alto, CA, USA, 2022. <https://www.epri.com/research/products/000000003002018496>.
24. Huang M., Fan G.-H., Geng L., Cao G., Du Y., Wu H., Zhang T., Kang H., Wang T., Du G., Xie H. Revealing extraordinary tensile plasticity in layered Ti-Al metal composite. *Scientific Reports*. 2016. 6. 38461. <https://doi.org/10.1038/srep38461>.
25. So K., Chen D., Kushima A., Li M., Kim S., Yang Y., Wang Z., Park J., Lee Y.-H., Gonzalez R., Kiwi M., Bringa E., Shao L., Li J. Dispersion of carbon nanotubes in aluminum improves radiation resistance. *Nano Energy*. 2016. Vol. 22. DOI: 10.1016/j.nanoen.2016.01.019.
26. Wu S., Li H., Futaba D., Chen G., Chen C., Zhou K., Zhang Q., Li M., Ye Z., Xu Ming. Structural Design and Fabrication of Multifunctional Nanocarbon Materials for Extreme Environmental Applications. *Advanced Materials*. 2022. Vol. 34. <https://doi.org/10.1002/adma.202201046>.
27. Huo Z., Zhao S., Zhong G., Zhang H., Hu L. Surface modified-gadolinium/boron/polyethylene composite with high shielding performance for neutron and gamma-ray. *Nucl. Mater. Energy* 2021, Vol. 29. P. 101095–101107. <https://doi.org/10.1016/j.nme.2021.101095>.
28. Wang P., Tang X., Chai H., Chen D., Qiu Y. Design, fabrication, and properties of a continuous carbon-fiber reinforced Sm 203 /polyimide gamma ray/neutron shielding material. *Fusion Eng. Des.* 2015, Vol. 101. P. 218–225. <https://doi.org/10.1016/j.fusengdes.2015.09.007>.
29. Li X., Wu J., Tang C., He Z., Yuan P., Sun Y., Lau W.-M., Zhang K., Mei J., Huang Y. High temperature resistant polyimide/boron carbide composites for neutron radiation shielding. *Composites Part B: Engineering*. 2018. 159. <https://doi.org/10.1016/j.compositesb.2018.10.003>.
30. Kim T.-M., Dho H.-S., Cho C.-H., Ko J.-H. Preliminary Shielding Analysis of the Concrete Cask for Spent Nuclear Fuel Under Dry Storage Conditions. *Journal of the Nuclear Fuel Cycle and Waste Technology (JNFCWT)*. 2017. 15. P. 391–402. <https://doi.org/10.7733/jnfcwt.2017.15.4.391>.
31. Tanaka T., Hagiwara K., Gazzola E., Ali A., Ou I., Sudo T., Das P. K., Reen M. S., Dhir R., Koshio Y., Sakuda M., Kimura A., Nakamura S., Iwamoto N., Harada H., Collazuol G., Lorenz S., Wurm M., Focillon W., Gonin M., Yano T. Gamma-ray spectra from thermal neutron capture on gadolinium-155 and natural gadolinium. *Progress of Theoretical and Experimental Physics*. 2020. Vol. 2020. Iss. 4. 043D02. <https://doi.org/10.1093/ptep/ptaa015>.
32. Piotrowski T. Shielding concrete with neutron attenuating and absorbing components. *Micro and Nanostructured Composite Materials for Neutron*

Shielding Applications. 2020. P. 177–218. <https://doi.org/10.1016/B978-0-12-819459-1.00007-6>.

33. Divya M., Albert S. K. Weldability Study on SS 304B4 Joined using Boron Containing Austenitic Stainless Steel Consumable. *Journal of Welding and Joining*. 2018. 36(6). P. 60–70. <https://doi.org/10.5781/JWJ.2018.36.6.10>.

34. Hadzihafizovic D. Stainless steel classification. 2023.

35. Поболь И. Л. Применение электронно-лучевых технологий – этап решения проблемы обращения с отработавшим ядерным топливом. *Вестник Полоцкого государственного университета. Серия В. Промышленность. Прикладные науки*. 2014. № 3. С. 35–42.

36. Baddoo N. R. Stainless Steel in Construction: A Review of Research, Applications, Challenges and Opportunities. *Journal of Constructional Steel Research*. 2008. 64. 1199–1206. <https://doi.org/10.1016/j.jcsr.2008.07.011>.

37. Nickel - 2023 Data - 1993-2022 Historical - 2024 Forecast - Price - Quote - Chart (tradingeconomics.com).

38. Charles J., Mithieux J.D., Santacreu P.O., Peguet L. The ferritic stainless family: the appropriate answer to nickel volatility? *Revue De Metallurgie-cahiers D Informations Technique*. 2009. 106, 124–139. <https://doi.org/10.1051/metal/2009024>.

39. Silva D., Nascimento A., Koga G., Zepon G., Kiminami C., Botta W., Bolfarini, C. Alloy design for microstructural-tailored boron-modified ferritic stainless steel to ensure corrosion and wear resistance. *Journal of Materials Research and Technology*. 2023. 24. P. 418–429. <https://doi.org/10.1016/j.jmrt.2023.03.023>.

40. Wang Z., Li Y.-W., Wang G.-D., Liu H.-T. Effects of boron content on the microstructure and mechanical properties of twin-roll strip casting borated steel sheets. *Materials Science and Engineering: A*. 2020. 793. 139847. <https://doi.org/10.1016/j.msea.2020.139847>.

41. Пат. RU 2412770 Способ изготовления трубной заготовки с однородной структурой. А.С. № 2009134665/02., № заявл. 17.09.2009., опубли. 27.02.2011, Бюл. № 6.

42. Пат. RU 2618687 Шестигранная труба–заготовка из стали с содержанием бора от 1,3 до 3,0 % и способ её изготовления. № 2016110316, заявл. 22.03.2016., опубли. 10.05.2017, Бюл. № 13.

43. Никитин К. Н., Осадчий В. Я., Сафьянов А. В., Коликов А. П., Бубнов К. Э. Совершенствование технологии производства бесшовных шестигранных труб из борсодержащих сталей. *Черные металлы*. 2016. №10. С. 39–43.

References

1. Fernández-Arias, P., Vergara, D., & Antón-Sancho, Á. (2023). Global Review of International Nuclear Waste Management. *Energies*, 16, 6215. <https://doi.org/10.3390/en16176215>

2. Fernández-Arias, P., Vergara, D., & Antón-Sancho, Á. (2023). Bibliometric Review and Technical Summary of PWR Small Modular Reactors. *Energies*, 16. <https://doi.org/10.3390/en16135168>

3. Dolin, V., Frano, R., Kopylenko, O., & Cancemi, S. (2023). Assessment of the behavior of spent nuclear fuel in Ukraine. *Safety of Nuclear Waste Disposal*, 2, 199–200. <https://doi.org/10.5194/sand-2-199-2023>

4. Khotiaintseva, O., Khotiaintsev, V., & Gulik, V. (2023). Radiological characteristics of spent nuclear fuel from small modular reactors under consideration

for deployment in Ukraine. *Nuclear Technology and Radiation, Protection*, 38, 88-95. <https://doi.org/10.2298/NTRP2302088K>

5. Transport of Radioactive Material (Updated January 2022) (2022). WEB: <https://world-nuclear.org/information-library/nuclear-fuel-cycle/transport-of-nuclear-materials/transport-of-radioactive-materials.aspx>

6 Hryhorash, O., Dybach, O., Kondratiev, S., Horbachenko, O., Panchenko, A., Shuhailo, O., Kovbasenko, Y., Vyshehirskyi, M., Bohorad, V., & Byelykh, D., Shenderovych, V. (2017). *Pitannya yadernoyi ta radiatsiyanoi bezpeki tsentralizovanogo shovischa vidpratsovanogo yadernogo paliva AES Ukrayini* [Nuclear and Radiation Safety of the Centralized Spent Fuel Storage Facility in Ukraine]. *Nuclear and Radiation Safety*, 75, 3-10

7 Fukuda, T., Kobata, M., Shobu, T., Yoshii, K., Kamiya, J., Iwamoto, Y., Makino, T., Yamazaki, Y., Ohshima, T., Shirai, Y., & Yaita, T. (2022). Direct energy conversion using Ni/SiC Schottky junction in ^{237}Np and ^{241}Am gamma ray regions. *Journal of Applied Physics*, 132, 245102. <https://doi.org/10.1063/5.0099136>

8 Kurniawan, T. A., Othman, M. H. D., Singh, D., Avtar, R., Hwang, G. H., Setiadi, T., & Lo, W.-h. (2021). Technological solutions for long-term storage of partially used nuclear waste: A critical review. *Annals of Nuclear Energy*, 166, 108736. <https://doi.org/10.1016/j.anucene.2021.108736>

9 Hu, G., & Pflingsten, W. (2023). Data-driven machine learning for disposal of high-level nuclear waste: A review. *Annals of Nuclear Energy*, 180, 109452. <https://doi.org/10.1016/j.anucene.2022.109452>

10 He, J. Y., Soliman, S. E., Baratta, A. J., & Balliett, T. A. (2000). Fracture Mechanism of Borated Stainless Steel. *Nuclear Technology*, 130(2), 218-225. <https://doi.org/10.13182/NT91-A34595>

11 Smith, R., Loomis, G., & Deltete, C. (1992). Borated stainless steel application in spent-fuel storage racks. Report. <https://www.osti.gov/biblio/7024014>

12 Hafez, S., Elshazly, R., & Eissa, M., (2021). EL-Kameesy, S. High Borated Stainless-Steel Alloys for Nuclear Reactor Domains. *Arab Journal of Nuclear Sciences and Applications*, 54, 97–104. <https://doi.org/10.21608/ajnsa.2021.29519.1352>

13 Li, Y.-W., Liu, H.-T., Wang, Z., Zhang, Z.-H., Li, W.-T., Shen, H.-Y., Zhang, X.-M., & Wang, G.-D. (2019). Solidification microstructure of high borated stainless steels with rare earth and titanium additions. *Rare Metals*, 39, 1483–1491. <https://doi.org/10.1007/s12598-019-01247-w>

14 Li, Y.-W., Wang, Z., Liu, H.-T., & Li, G. (2022). Effect of Solution Treatment on the Microstructure and Mechanical Properties of High-Borated Steel Composites. *Journal of Materials Engineering and Performance*, 32. <https://doi.org/10.1007/s11665-022-07312-3>

15 Cizek, P., Parker, B., Bijok, M., & Zuna, P. (1994). The Influence of Large Boride Particles on Microstructural Evolution in AISI 304 Steel. *Isij International*, 34(8), 679–688. <https://doi.org/10.2355/isijinternational.34.679>

16 Chen, Y., Nie, J., Wang, F., Yang, H., Wu, C., Liu, X., & Zhao, Y. (2019). Revealing hetero-deformation induced (HDI) stress strengthening effect in laminated Al-(TiB₂+TiC) p/6063 composites prepared by accumulative roll bonding. *Journal of Alloys and Compounds*, 815, 152285. <https://doi.org/10.1016/j.jallcom.2019.152285>

17 Li, Y.-W., Liu, H.-T., Wang, Z., Zhang, X.-M., & Wang, G.-D. (2018). Suppression of edge cracking and improvement of ductility in high borated stainless

steel composite plate fabricated by hot-roll-bonding. *Materials Science and Engineering: A*, 731. <https://doi.org/10.1016/j.msea.2018.06.039>

18 Moon, J., Jang, J., Kim, S.-D., Lee, T.-H., Ha, H.-Y., Lee, C.-H., & Hong, H. (2020). Different aspect of solidification cracking susceptibility and hot ductility behavior of borated stainless steels and the effects of boron content. *Materials Characterization*, 164, 110319. <https://doi.org/10.1016/j.matchar.2020.110319>

19 Sun, W., Hu, G., Xu, H., Li, Y., Wang, C., Men, T., Ji, F., Lao, W., Yu, B., & Sheng, L. (2022). Study on the Influence of Reinforced Particles Spatial Arrangement on the Neutron Shielding Performance of the Composites. *Materials*, 15(12), 4266. <https://doi.org/10.3390/ma15124266>

20 Jung, Y., Lee, Y., Kim, J., & Ahn, S. (2021). Accelerated Corrosion Tests of Al-B4C Neutron Absorber Used in Spent Nuclear Fuel Pool. *Journal of Nuclear Materials*, 552, 153011. <https://doi.org/10.1016/j.jnucmat.2021.153011>

21 Jung, Y., Lee, M., Kim, K., & Ahn, S. (2020). 10B(n, α)7Li reaction-induced gas bubble formation in Al-B4C neutron absorber irradiated in spent nuclear fuel pool. *Journal of Nuclear Materials*, 533, 152077. <https://doi.org/10.1016/j.jnucmat.2020.152077>

22 Xue, X., Wang, C., Tao, J., Cao, X.-Z., Ri, R., & Yang, H. (2013). Research Progress on Aluminum-Boron Compounds (Al-B) and Its Composite Materials. *Bulletin of the Chinese Ceramic Society. Journal of Inorganic Materials*, 32, 2037-2045. Link: <https://bit.ly/3161Gy5>

23 Lindquist, K. (2022). Handbook of Neutron Absorber Materials for Spent Nuclear Fuel Transportation and Storage Applications: Technical Report. Electric Power Research Institute: Palo Alto, CA, USA. <https://www.epri.com/research/products/000000003002018496>

24 Huang, M., Fan, G.-H., Geng, L., Cao, G., Du, Y., Wu, H., Zhang, T., Kang, H., Wang, T., Du, G., & Xie, H. (2016). Revealing extraordinary tensile plasticity in layered Ti-Al metal composite. *Scientific Reports*, 6, 38461. <https://doi.org/10.1038/srep38461>

25 So, K., Chen, D., Kushima, A., Li, M., Kim, S., Yang, Y., Wang, Z., Park, J., Lee, Y.-H., Gonzalez, R., Kiwi, M., Bringa, E., Shao, L., & Li, J. (2016). Dispersion of carbon nanotubes in aluminum improves radiation resistance. *Nano Energy*, 22. <https://doi.org/10.1016/j.nanoen.2016.01.019>

26 Wu, S., Li, H., Futaba, D., Chen, G., Chen, C., Zhou, K., Zhang, Q., Li, M., Ye, Z., & Xu, Ming. (2022). Structural Design and Fabrication of Multifunctional Nanocarbon Materials for Extreme Environmental Applications. *Advanced Materials*, 34. <https://doi.org/10.1002/adma.202201046>

27 Huo, Z., Zhao, S., Zhong, G., Zhang, H., & Hu, L. (2021). Surface modified-gadolinium/boron/polyethylene composite with high shielding performance for neutron and gamma-ray. *Nucl. Mater. Energy*, 29, 101095–101107. <https://doi.org/10.1016/j.nme.2021.101095>

28 Wang, P., Tang, X., Chai, H., Chen, D., & Qiu, Y. (2015). Design, fabrication, and properties of a continuous carbon-fiber reinforced Sm2O3/polyimide gamma ray/neutron shielding material. *Fusion Eng. Des.*, 101, 218–225. <https://doi.org/10.1016/j.fusengdes.2015.09.007>

29 Li, X., Wu, J., Tang, C., He, Z., Yuan, P., Sun, Y., Lau, W.-M., Zhang, K., Mei, J., & Huang, Y. (2018). High temperature resistant polyimide/boron carbide composites for neutron radiation shielding. *Composites Part B: Engineering*, 159. <https://doi.org/10.1016/j.compositesb.2018.10.003>

- 30 Kim, T.-M., Dho, H.-S., Cho, C.-H., & Ko, J.-H. (2017). Preliminary Shielding Analysis of the Concrete Cask for Spent Nuclear Fuel Under Dry Storage Conditions. *Journal of the Nuclear Fuel Cycle and Waste Technology (JNFCWT)*, 15, 391–402. <https://doi.org/10.7733/jnfcwt.2017.15.4.391>
- 31 Tanaka, T., Hagiwara, K., Gazzola, E., Ali, A., Ou, I., Sudo, T., Das, P. K., Reen, M. S., Dhir, R., Koshio, Y., Sakuda, M., Kimura, A., Nakamura, S., Iwamoto, N., Harada, H., Collazuol, G., Lorenz, S., Wurm, M., Focillon, W., Gonin, M., & Yano, T. (2020). Gamma-ray spectra from thermal neutron capture on gadolinium-155 and natural gadolinium. *Progress of Theoretical and Experimental Physics*, 2020(4), 043D02. <https://doi.org/10.1093/ptep/ptaa015>
- 32 Piotrowski, T. (2020). Shielding concrete with neutron attenuating and absorbing components. *Micro and Nanostructured Composite Materials for Neutron Shielding Applications*, 177–218. <https://doi.org/10.1016/B978-0-12-819459-1.00007-6>
- 33 Divya, M., & Albert, S. K. (2018). Weldability Study on SS 304B4 Joined using Boron Containing Austenitic Stainless Steel Consumable. *Journal of Welding and Joining*, 36(6), 60–70. <https://doi.org/10.5781/JWJ.2018.36.6.10>
- 34 Hadzihafizovic, D. (2023). Stainless steel classification
- 35 Pobol, Y. L. (2017). *Primenenie elektronno-luchevyih tehnologiy – etap resheniya problemy obrascheniya s otrabotavshim yadernyim toplivom* [The use of electron beam technologies is a stage in solving the problem of spent nuclear fuel management]. Bulletin of Polotsk State University. Series B. Industry. *Applied Science*, 3, 35–42
- 36 Baddoo, N. R. (2008). Stainless Steel in Construction: A Review of Research, Applications, Challenges and Opportunities. *Journal of Constructional Steel Research*, 64, 1199–1206. <https://doi.org/10.1016/j.jcsr.2008.07.011>
- 37 Nickel - 2023 Data - 1993-2022 Historical - 2024 Forecast - Price - Quote - Chart (tradingeconomics.com)
- 38 Charles, J., Mithieux, J. D., Santacreu, P. O., & Peguet, L. (2009). The ferritic stainless family: the appropriate answer to nickel volatility? *Revue De Metallurgie-cahiers D Informations Technique*, 106, 124-139. <https://doi.org/10.1051/metal/2009024>
- 39 Silva, D., Nascimento, A., Koga, G., Zepon, G., Kiminami, C., Botta, W., & Bolfarini, C. (2023). Alloy design for microstructural-tailored boron-modified ferritic stainless steel to ensure corrosion and wear resistance. *Journal of Materials Research and Technology*, 24, 418–429. <https://doi.org/10.1016/j.jmrt.2023.03.023>
- 40 Wang, Z., Li, Y.-W., Wang, G.-D., & Liu, H.-T. (2020). Effects of boron content on the microstructure and mechanical properties of twin-roll strip casting borated steel sheets. *Materials Science and Engineering: A*, 793, 139847. <https://doi.org/10.1016/j.msea.2020.139847>
- 41 *Sposob izgotovleniya trubnoy zagotovki s odnorodnoy strukturoy* [Method of conversion pipe manufacturing in pipe rolling plants with pilger mills of low-elasticity steel with boron content of 1,3-1,8 %]. № 2334571C2 Russian. № 2006139464/02A; 07.11.2006; published 27.09.2008. *Bulletin* No. 27
- 42 *Shestigrannaya truba-zagotovka iz stali s sodержaniem bora ot 1,3 do 3,0 % i sposob eyo izgotovleniya* [Hexagon steel pipe-billet with boron content of 1,3 to 3,0 % and method of its manufacture]: pat. 2618687 Russian. № 2016110316; 22.03.2016; published 10.05.2017. *Bulletin* No. 13

43 Nikitin, K. N., Osadchiy, V. Ya., Safyanov, A. V., Kolikov, A. P., Bubnov, K. E. (2016). *Sovershenstvovanie tehnologii proizvodstva besshovnyih shestigrannyih trub iz borsoderzhaschih staley* [Improving the production technology of seamless hexagonal pipes made of boron steels]. *Ferrous metals*, 10, 39–43

T. V. Balakhanova¹, Ph. D. (Tech.), Senior Researcher, ORCID 0000-0003-2493-218X
I. M. Chuiko¹, Ph. D. (Tech.), Senior Researcher, ORCID 0000-0002-4753-614X
E. V. Parusov¹, D. Sc. (Tech.), Senior Researcher, Head of Department, ORCID 0000-0002-4560-2043
E. V. Oliinyk¹, Ph. D. Student, ORCID 0000-0002-3366-3746

¹ *Iron and Steel Institute of Z. I. Nekrasov National Academy of Sciences of Ukraine*

SOME ASPECTS OF THE USE OF STEEL DURING OUT OF REACTOR STORAGE AND TRANSPORTATION OF SPENT NUCLEAR FUEL. (REVIEW)

Abstract. In the world, the nuclear industry is considered an ideal option for an environmentally friendly source of energy generation, based on the separation of the radioactive nuclide of the chemical element ²³⁵U. When generating electricity from nuclear power plants, the main disadvantage is the generation of radioactive waste. After spent fuel is removed from a nuclear reactor, it is placed in special containers containing absorption and retention elements. It is obvious that the storage and transportation of spent nuclear fuel plays an important role in the development and overall safety of the nuclear industry, and high-quality neutron-absorbing materials are the basis for the successful manufacture of reliable structures and containers. The development of modern neutron absorption materials ensures reliability, safety, storage duration, as well as reducing the cost of logistics operations associated with the transportation of radioactive waste. Based on the results of the analysis of scientific and technical sources, modern ideas about materials for the manufacture of containers, which are used for storage and transportation of nuclear fuel waste, are summarized. The advantages and disadvantages of the main materials used in the disposal of spent nuclear fuel are considered. It has been established that, from an economic point of view, the most rational material for storing and transporting radioactive waste is ferritic stainless steel with a high boron content, which, in addition to absorption abilities, is characterized by other properties required for this type of product. Since boron has a low ability to dissolve in both austenite and ferrite, this leads to the formation of borides of various types, which contribute to the embrittlement of the structural material. At the same time, the distribution of borides over the volume of a metal product is determined not only by a set of properties, but also by the protective properties of the material, as well as the manufacturability of the final product from it. Despite the fact that boron-containing steels of the ferritic class have been known for a long time, issues related to the processes of structure formation, increasing technological and operational properties still remain insufficiently studied and controversial. There is also no information on the influence of heat treatment on the formation of the structure and mechanical properties of finished products made of ferritic stainless steels. Successful solution of these scientific and technical problems will ensure the production of modern high-quality

neutron-absorbing containers for off-reactor storage and transportation of spent nuclear fuel.

Key words: spent nuclear fuel, shielding materials, neutron absorption, boron, ferritic stainless steel

For citation: Balakhanova, T. V., Chuiko, I. M., Parusov, E. V., & Oliinyk, E. V. (2023). Some aspects of the use of steel during out of reactor storage and transportation of spent nuclear fuel. (Review). *Fundamental and applied problems of ferrous metallurgy*, 37, 389-406. <https://doi.org/10.52150/2522-9117-2023-37-389-406>

*Стаття надійшла до редакції збірника 01.11.2023 р.
Рекомендовано до друку редколегією збірника (Протокол № 9 від 19.12.2023 р.)*