

# З КАФЕДРИ ПРЕЗИДІЇ НАН УКРАЇНИ



**ВОЄВОДИН**  
**Віктор Миколайович** —  
член-кореспондент  
НАН України, директор  
Інституту фізики твердого тіла,  
матеріалознавства та технологій  
Національного наукового  
центру «Харківський фізико-  
технічний інститут»

## ДОСЛІДЖЕННЯ І РОЗРОБКИ В ГАЛУЗІ РАДІАЦІЙНОГО МАТЕРІАЛОЗНАВСТВА ДЛЯ ЗАБЕЗПЕЧЕННЯ СТАЛОЇ ЯДЕРНОЇ ЕНЕРГЕТИКИ УКРАЇНИ

Стенограма наукової доповіді на засіданні  
Президії НАН України 12 червня 2019 року

*У доповіді розглянуто актуальні матеріалознавчі проблеми ядерної енергетики України, пов'язані з підвищенням безпеки роботи енергоблоків АЕС, подовженням ресурсу корпусів реакторів і основного обладнання атомних станцій, збільшенням терміну експлуатації матеріалів активної зони, створенням ядерного палива, стійкого до аварійних умов. Зазначено, що матеріалознавці НАН України успішно працюють над вирішенням цих проблем, але відсутність чіткої державної стратегії розвитку ядерно-енергетичного комплексу значною мірою стримує розвиток цієї важливої для енергетичної безпеки України галузі.*

Вельмишановний Борисе Євгеновичу!

Вельмишановна академічна спільнота!

На початку року, 16 січня, в цьому залі Президія НАН України вже заслуховувала доповіді академіка НАН України Миколи Федоровича Шульги — академіка-секретаря Відділення ядерної фізики та енергетики НАН України і генерального директора Національного наукового центру «Харківський фізико-технічний інститут» та Юрія Олександровича Недашковського — президента Державного підприємства «Національна атомна енергогенеруюча компанія «Енергоатом», в яких обговорювався сучасний стан і проблеми подальшого розвитку ядерної енергетики України.

Ядерна енергетика сьогодні є гарантом енергетичної безпеки України і ключовим чинником сталого розвитку вітчизняної економіки, який дає змогу задовольняти поточні потреби суспільства, не ставлячи під загрозу можливості майбутніх поколінь забезпечити свої власні потреби. Наведу лише окремі цифрові показники.

Частка ядерної енергетики (а на сьогодні в Україні працюють 15 атомних енергоблоків) у загальному виробництві електроенергії становить у середньому 54,5% (в окремі роки вона була навіть понад 60%), але її питома вага у загальній вартості виробленої електроенергії не перевищує 27%. Відповідні показники для інших видів генерації в Україні такі: теплова енергетика — 104 теплові блоки виробляють 29,5% електроенергії, а їх частка у загальній вартості виробленої електроенергії становить 47,1%; гідроенергетика (10 великих ГЕС і 49 малих ГЕС) — 7,7% і 4,9%; теплоелектроцентралі (20 блоків) — 6,4% і 12,4%; і нарешті «зелена» енергетика виробляє 2% електроенергії, а її питома вага у загальній вартості електроенергії становить 8,7%.

Вартість 1 кВт·год електроенергії, виробленої на АЕС, найнижча в Україні і становить 0,57 грн. Для порівняння: на ТЕС — 1,77 грн; на ВЕС — 3,68 грн; на СЕС — 5,73 грн.

Крім того, ядерна енергетика є одним з найефективніших в економічному плані низьковуглецевих джерел енергії. Так, аналіз показників емісії CO<sub>2</sub> свідчить, що атомні енергоблоки при виробництві 1 кВт·год електроенергії викидають в атмосферу 5 г-екв CO<sub>2</sub>, сонячні концентратори — 10, вітрові станції — 12, припливні — 15, ГЕС — 20, океанічно-хвильові — 22, геотермальні — 35, сонячні батареї — 40, біоенергетика — 230, енергоблоки на природному газі — 490, на вугіллі — 820 г-екв CO<sub>2</sub>/1 кВт·год.

Сучасна ядерна енергетика України ґрунтується на трьох «китах»: безпека, ефективність і стабільність. При цьому конструкційні та паливні матеріали насамперед визначають безпечну й економічну роботу атомних станцій. З цього приводу світова фахова спільнота дійшла висновку, що матеріалознавство сьогодні більше, ніж будь-коли раніше, стає головним викликом для функціонування ядерних енергетичних установок наступного покоління.

Загалом найважливішою особливістю конструкційних та паливних матеріалів в ядерній енергетиці порівняно з матеріалами традиційних енергетичних установок є те, що вони пра-

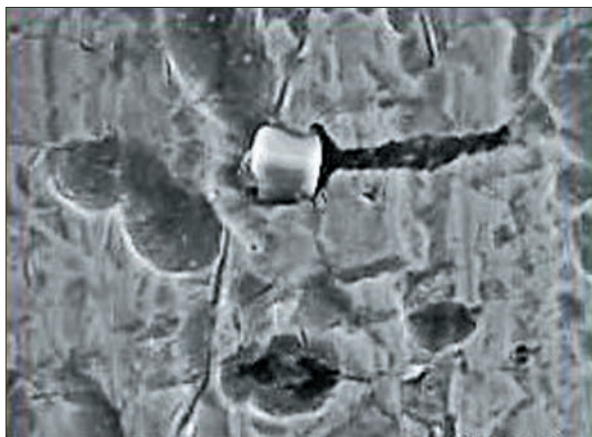
цюють у специфічних і дуже складних умовах. Наприклад, з 15 ядерних енергоблоків, що експлуатуються в Україні, 13 — це реактори третього покоління ВВЕР-1000. Загалом у світі діють 36 реакторів такого типу. Всі складові частини і компоненти ВВЕР-1000 виготовлено з різних матеріалів, вони експлуатуються в різних умовах і на них діють різні негативні фактори, такі як потужні потоки нейтронів, високі температури, великі механічні навантаження, агресивне навколишнє середовище тощо.

Так, основним матеріалом корпусів реакторів ВВЕР-1000 є перлітна сталь 15X2НМФА, яка постійно перебуває під дією температур порядку 300 °С і доз опромінення до 0,1 зна. За таких умов сталь може втрачати пластичність і зазнавати радіаційного окрихчення. Термін використання корпусів розраховано на 60 років, і зараз у різних країнах є наміри продовжити його до 100 років. Основним матеріалом внутрішньокорпусних пристроїв — шахти реактора, вигородки активної зони тощо — є аустенітна сталь 08X18Н10Т, яка за температур 300–380 °С і дози опромінення 30–120 зна найбільш схильна до радіаційного розпухання. Паливні збірки виготовляють із цирконієвих сплавів, які в умовах експлуатації погіршують свої характеристики внаслідок деформації радіаційного росту, радіаційно-термічної повзучості, корозії, гідрування та окиснення. Тепловидільні збірки за температур 300–400 °С і дози опромінення 10–15 зна експлуатуються зазвичай протягом 5–6 років.

Для кожного з матеріалів, з яких складаються компоненти реакторів ВВЕР-1000, українські фахівці мають значний обсяг напрацьованих даних і розробили ефективні методи оцінювання їх стану і подовження ресурсу їх експлуатації.

Що стосується подовження термінів експлуатації корпусів реакторів, наш підхід ґрунтується на необхідності якнайглибшого розуміння процесів, що відбуваються в них з часом. Ці процеси можна поділити на три групи:

1) первинне формування дефектів — вивчення механізмів утворення кластерів, точкових дефектів та дислокацій;



**Рис. 1.** Утворення тріщин від включень нітриду титану на поверхні теплообмінних труб другого контуру на ядерних енергоблоках АЕС

2) наноструктурна еволюція матеріалів — формування виділень з підвищеним вмістом  $\text{Cu}$ ,  $\text{Mn}$ ,  $\text{Ni}$ , карбонітридів  $(\text{V}, \text{Cr})_7(\text{C}, \text{N})_3$  тощо;

3) процеси, пов'язані з тим, що радіаційне опромінення спричинює, з одного боку, зміцнення зерен унаслідок утворення нових виділень та гальмування дислокацій, а з іншого — одночасне знеміцнення межзерен через сегрегацію на них фосфору, що приводить до підвищення температури крихко-в'язкого переходу, втрати пластичності та окрихчення матеріалу.

В Україні за цим напрямом найбільш активно працюють в Інституті проблем міцності ім. Г.С. Писаренка НАН України, Інституті ядерних досліджень НАН України, Інституті металофізики ім. Г.В. Курдюмова НАН України. Вперше у світовій практиці було розроблено і обґрунтовано методику вирізання теплетів з устаткування і трубопроводів АЕС. Встановлено, що зонний характер утворення дефектів у теплообмінних трубах зумовлений конструкційними особливостями. Методами електронної мікроскопії показано, що причиною пошкоджень трубопроводів другого контуру на АЕС як під час їх роботи, так і в стоянкових режимах, є пітингова корозія на неметалевих включеннях (рис. 1). Результати виконаних досліджень дозволили обґрунтувати подовження терміну експлуатації головних

циркуляційних трубопроводів 1-го та 2-го енергоблоків на Південноукраїнській АЕС до 2031 р.

Не менш важливим сьогодні питанням є подовження ресурсу експлуатації матеріалів внутрішньокорпусних пристроїв. Проблема ця відносно нова, непроста і пов'язана насамперед з розпуханням сталі 08X18H10T по перерізу вигородки реактора в процесі довготривалої експлуатації (30–60 років). Фахівці ННЦ «Харківський фізико-технічний інститут» побудували емпіричні функції для розрахунку розпухання сталі вигородки реакторів у широкому інтервалі доз, температур опромінення і швидкостей утворення зміщень. Встановлено нерівномірність розпухання матеріалу вигородки на ділянці між охолоджувальними каналами і поверхнею, повернутою до активної зони. Цей висновок добре узгоджується з експериментальними даними — результатами вимірювань, виконаних на енергоблоці № 1 Балаківської АЕС. Розрахунок формозміни вигородки з урахуванням розпухання засвідчив, що номінальний зазор дистанціювання між решітками периферійних тепловидільних збірок та вигородки зберігається перші 36 років експлуатації, а далі, в період 36–57 років експлуатації, потрібен моніторинг (рис. 2).

Інша матеріалознавча проблема стосується наводнення матеріалів, оскільки водень на працюється на нікелі в результаті трансмутаційних процесів. Для отримання стійких до водню матеріалів необхідно мати змогу керувати дифузійно-рухливим воднем. Досягти цього можна введенням пасток для водню, які виконують подвійну функцію: зменшують рухливість водню і збільшують ступінь його захоплення. Пастки можуть діяти як джерело дифузійного водню, якщо енергія зв'язку атома водню з нею мала; в такому разі пастки сприятимуть водневій крихкості матеріалів.

Ще однією актуальною проблемою ядерно-енергетичного комплексу України є необхідність збільшення технічного ресурсу роботи ядерного палива та підвищення терміну експлуатації матеріалів активної зони реактора. Перспективним напрямом вирішення цієї про-

блеми є застосування сплаву  $Zr1\%Nb$  на основі магнієтермічного цирконію з метою подальшого виробництва цирконієвих виробів для застосування в активній зоні атомних реакторів.

Наразі паливні збірки розраховано на 4–5 років експлуатації зі ступенем вигорання палива до 50–60 МВт·д/кг урану. Головні завдання в цьому плані, що стоять сьогодні перед матеріалознавцями, — це необхідність досягти ступеня вигорання паливних елементів порядку 75–80 МВт·д/кг урану, а також збільшити ресурс від 30 000 до 46 000 ефективних годин, підвищити температуру оболонок до 358 °С і, що особливо важливо зараз для України, забезпечити можливість маневрування потужністю.

У ННЦ ХФТІ успішно проводяться роботи з відпрацювання та визначення оптимальних режимів технологічних процесів отримання магнієтермічної губки цирконію та вакуумної високотемпературної обробки чорнової цирконієвої губки. Було вивчено вплив мікродобавок заліза і кисню у сплав  $Zr1\%Nb$  на корозійні, радіаційні та механічні властивості, що забезпечує проектний запас і стабільність опору формозміні оболонок твелів. Показано, що для поліпшення властивостей цирконієвих сплавів E-110, E-125 і E-635 потрібно збільшити в них вміст заліза (при цьому ефективно підвищується опір повзучості), кисню (підвищується опір деформації радіаційного росту та стійкість до корозії) і як основу сплаву використовувати цирконієву губку (відповідає критеріям LOCA, RIA).

Забезпечення ядерним паливом атомних електростанцій України є одним з пріоритетних напрямів у сфері національної безпеки України в галузі енергетики. Досягти зниження витрат на придбання ядерного палива за кордоном можна, якщо розвивати власне його виробництво і, зокрема, створити повний цикл цирконієвого виробництва, заснованого на використанні національних сировинних ресурсів, організації виробництва комплектуючих для тепловидільних збірок і ядерного палива. Проте єдине українське підприємство з виробництва цирконію вже кілька років перебуває у

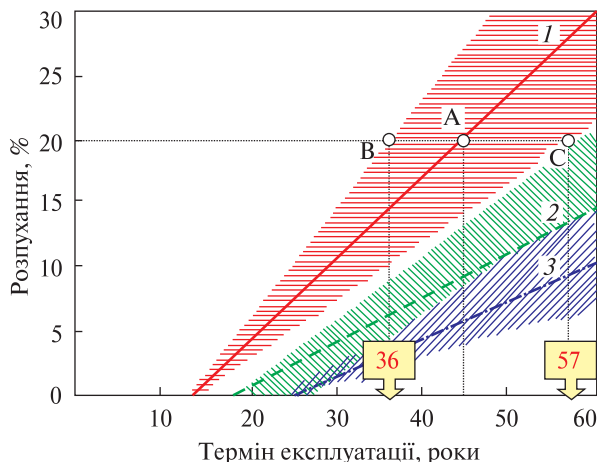
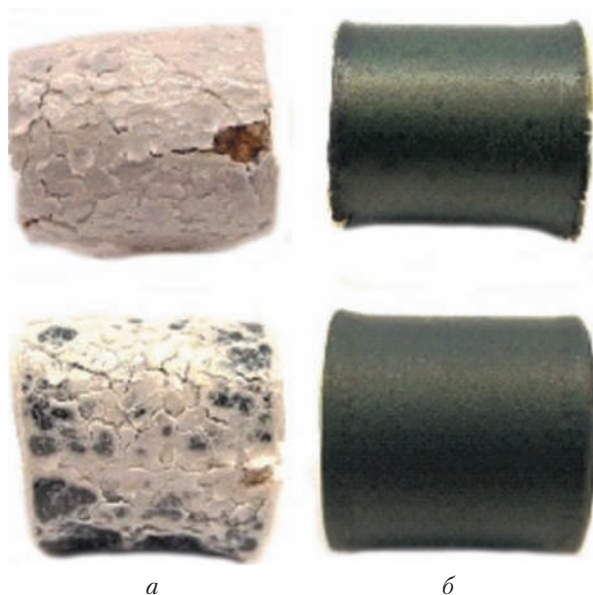


Рис. 2. Розрахунковий прогноз працездатності вигорки реактора ВВЕР-1000

стані санації, що призвело до повного припинення виробництва цирконію в державі. Лише нещодавно було зроблено перші кроки в напрямі відтворення вітчизняного цирконієвого виробництва — за наказом Міністерства енергетики та вугільної промисловості України від 11.03.2019 № 98 в установленому порядку здійснюються заходи, пов'язані з реорганізацією ДП «Східний гірничо-збагачувальний комбінат» шляхом його приєднання до ДП «Національна атомна енергогенеруюча компанія «Енергоатом».

Як відомо, 11 березня 2011 р. на японській АЕС «Фукусіма-1» після сильного землетрусу, який супроводжувався потужним цунамі, сталася серйозна радіаційна аварія. Важкі наслідки цієї катастрофи були спричинені вибухом водню, що утворився внаслідок швидкого окиснення цирконієвих паливних оболонок. Після цього у світі активно почали розвивати новий напрям досліджень, пов'язаний зі створенням ядерного палива, стійкого до аварійних умов.

На сьогодні для оболонок ядерного палива будь-яких легководяних реакторів, на жаль, немає альтернативи застосуванню цирконієвих сплавів. Однак головні світові виробники ядерного палива вже почали реалізацію програм, заснованих на концепції ATF (Accident Tolerant Fuel), яка передбачає як розроблен-



**Рис. 3.** Зразки твельних трубок із цирконієвих сплавів (E-110, Zr-1%Nb) після високотемпературних випробувань: *a* – без покриття, *б* – із захисним покриттям

ня нових оболонкових матеріалів, так і застосування захисних покриттів на вже існуючих цирконієвих сплавах з метою забезпечення їх стійкості в аварійних умовах. Так, компанія Westinghouse вже найближчим часом планує провести випробування в умовах діючих реакторів паливних оболонок із цирконієвих сплавів з хромовими покриттями, а на другому етапі, до 2022 р., розпочати випробування паливних оболонок з карбиду кремнію (SiC). У компанії Areva створено пілотну лінію для осадження хромових покриттів на паливній оболонки.

В Україні також здійснюються роботи зі створення ядерного палива, стійкого до аварійних умов. Зокрема, фахівці ННЦ ХФТІ розробили технологічні процеси осадження захисних вакуумно-дугових покриттів на оболонки з цирконієвих сплавів. Проведено комплексні дослідження захисних властивостей низки металевих та металокерамічних покриттів на цирконієвих сплавах. Ґрунтуючись на експериментальних даних, ми зробили вибір на користь хромових покриттів, які забезпечують захист паливних оболонок як в умо-

вах нормальної експлуатації, так і в аварійних умовах (рис. 3). Хочу особливо наголосити, що розвиток робіт з удосконалення обладнання і технологічних процесів осадження захисних покриттів дозволить Україні мати власні інноваційні технології у сфері енергетики та відкриє шлях для їх комерціалізації.

У довгостроковій перспективі цікавими матеріалами для цілісних твельних паливних оболонок ядерних реакторів є композити на основі карбиду кремнію. Їх переваги пов'язані з високою радіаційною стійкістю в умовах нейтронного опромінення та стійкістю до високотемпературної пари (аварія типу ЛОСА). Проте такі матеріали мають і недоліки, зокрема, недостатню корозійну стійкість за умов штатної експлуатації у водоохолоджуваних реакторах.

Для підвищення корозійної стійкості матеріалів на основі SiC в ННЦ ХФТІ було оптимізовано режими високошвидкісного гарячого пресування (HSHP) порошкової композиції, до складу якої входить карбід кремнію з домішками Cr, а також виготовлено дослідні зразки і проведено їх корозійні випробування ( $T = 350\text{ }^{\circ}\text{C}$ ,  $P = 16,8\text{ МПа}$ ,  $t = 1000\text{ год}$ ). У результаті корозійну стійкість SiC-кераміки було поліпшено завдяки домішкам хрому в порошковій композиції. Крім того, матеріали цього класу мають вищі характеристики корозійної стійкості порівняно із зарубіжними аналогами. Отримані результати можуть бути застосовані для вирішення завдань з розроблення паливних оболонок для водоохолоджуваних реакторів у рамках розвитку концепції ATF зі створення ядерного палива, стійкого в аварійних умовах.

Ще одна надзвичайно важлива для України проблема стосується поводження з відпрацьованим ядерним паливом і радіоактивними відходами АЕС. На жаль, в Україні прийнято варіант відкладеного рішення, і це фактично означає, що єдиної державної системи підходів до вирішення цього питання поки що немає. Втім, Міжнародне агентство з ядерної енергії (МАГАТЕ) і Євратом наполягають на тому, що всі проблеми, пов'язані з експлуатацією АЕС,

у тому числі й безпечне поводження з відпрацьованим ядерним паливом і радіоактивними відходами, не слід перекладати на майбутні покоління.

В Україні накопичено величезний обсяг рідких радіоактивних відходів — понад 50 тис. м<sup>3</sup>. На сьогодні так і не прийнято остаточного рішення щодо кінцевої технології їх кондиціювання і подальшого зберігання/захоронення. Розроблено лише технологію цементування рідких РАВ і виготовлення бетонних захисних форм, проте досвід їх експлуатації виявив певні недоліки, пов'язані з радіаційною і корозійною стійкістю.

В ННЦ ХФТІ проведено роботи з наукового обґрунтування застосування нових радіаційно- та корозійностійких керамічних матеріалів як альтернативи традиційному бетону, зокрема використання фосфатних сполук для ствердіння рідких радіоактивних відходів (рис. 4). Показано їх корозійну стійкість у водневому середовищі та радіаційну стабільність до 10<sup>8</sup> рад.

У тісній взаємодії інститутів Відділення ядерної фізики та енергетики НАН України (ННЦ ХФТІ, ДУ «Інститут геохімії навколишнього середовища НАН України») тривають дослідження з обґрунтування використання гранітних масивів Українського кристалічного щита для геологічного захоронення радіоактивних відходів. Вивчено фізико-механічні властивості природних матеріалів у початковому стані та після опромінення, яке імітує радіаційний вплив з боку РАВ. Зроблено прогноз щодо поведінки матеріалів на період до 300 років.

Шановні колеги! Як відомо, сьогодні у світовій ядерній енергетиці вже назріла потреба у розробленні ядерних реакторів нового, четвертого покоління (Gen IV). Проблема полягає в тому, що за останні 60 років, незважаючи на досить значну модернізацію наявних конструкцій реакторів, у світі так і не було досягнуто значного підвищення ступеня вигорання ядерного палива. Найперші конструкції реакторів мали ступінь вигорання ядерного палива близько 2%, наступне покоління реакторів —

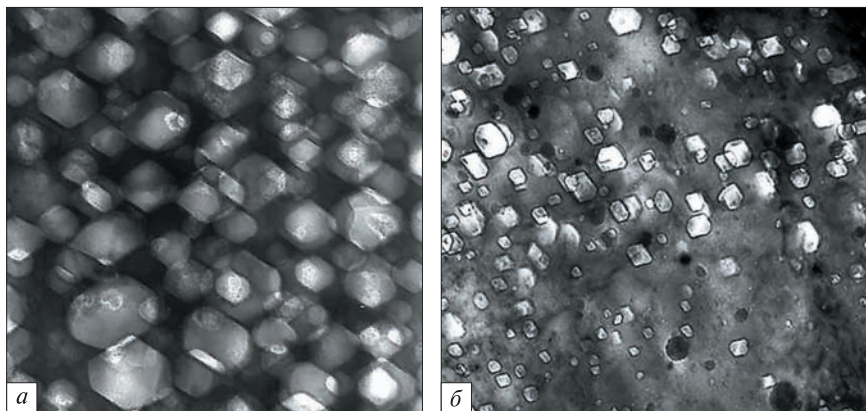


**Рис. 4.** Зразки фосфатної кераміки (калій-магнієвий фосфат  $\text{KMgPO}_4 \cdot 6\text{H}_2\text{O}$ ) для ствердіння рідких радіоактивних відходів

3%, в реакторах третього покоління цей показник було доведено лише до 5%. Через це ядерні реактори характеризуються низькою ефективністю (~33–34%) порівняно з тепловими енергетичними реакторами на твердому паливі (понад 45%).

На реакторах четвертого покоління вже на рівні їх конструювання має бути впроваджена так звана пасивна система безпеки, зокрема й для елементів електричного автоматичного обладнання, метою якої є мінімізація впливу операторів на функціонування ядерних реакторів, тобто людського фактора. Крім того, реактори нового покоління мають бути економічно ефективнішими, безпечнішими, виробляти менше довгоіснуючих радіоактивних відходів і відповідати вимогам до нерозповсюдження ядерних технологій і матеріалів.

Однак прагнення до максимального підвищення ефективності ядерних енергетичних установок передбачає перехід до більш високих робочих температур, що, у свою чергу, потребує створення принципово нових радіаційно толерантних конструкційних матеріалів. Зараз у світі розглядають різні концепції



**Рис. 5.** Порівняння ступеня радіаційного розпухання сталей за однакових умов ( $D = 100$  зна,  $T = 615^\circ\text{C}$ ,  $E = 1,8$  МеВ  $\text{Cr}^{3+}$ ): *a* – «базова» сталь 18Cr10NiTi (ступінь розпухання  $S = 26,9\%$ ); *б* – ДЗО-сталь 18Cr10NiTi ODS ( $S = 5,2\%$ )

реакторів четвертого покоління, але всі вони висувають досить жорсткі вимоги до зниження радіаційного розпухання конструкційних сталей.

Науковці НАН України розробили технологічні процеси виготовлення реакторних сталей, модифікованих наночастинками термостабільних оксидів – дисперсійно зміцнені оксидами ДЗО-сталі, або ODS-сталі. Так, характеристики міцності розробленої аустенітної ДЗО-сталі в 2–3,5 раза вищі, а розпухання в 5 разів нижче, ніж у базової сталі X18H10T (рис. 5). Отже, цей вид сталі є перспективним для виготовлення внутрішньокорпусних елементів і пристроїв як для вже діючих, так і для нових типів ядерних реакторів.

Ще одним новим класом перспективних матеріалів, створених фахівцями Академії, є високоентропійні сплави (ВЕСи) з аустенітною ГЦК-ґраткою на основі систем AlCoCrCuFeNi і CoCrFeNi (Mn, V), які характеризуються дуже високою пластичністю і в'язкістю руйнування і одночасно – відносно низькою границею плинності. Досліджено вплив складу та різних типів обробки на їх структуру і властивості. Запропоновано метод підвищення міцності таких ВЕСів завдяки легуванню їх вуглецем, унаслідок чого границя плинності «класичного» ВЕСу зростає вдвічі, а границя міцності – в 1,5 раза при збереженні ними високої пластичності. Ці характеристики помітно вищі, ніж для аустенітної сталі, яку зараз використовують для корпусів реакторів.

Наразі ми працюємо над підвищенням радіаційної стійкості нових матеріалів. Було показано, що збільшення загальної потужності стоків точкових дефектів в аустенітній і таферитно-мартенситній сталях, а також в їх дисперсійно зміцнених аналогах, яке зумовлене високою концентрацією виділень, великою щільністю дислокацій і нанорозмірних зерен, приводить до зростання радіаційної стійкості матеріалу.

Крім того, напрацювання науковців ННЦ ХФТІ в галузі радіаційного матеріалознавства і створення нових матеріалів знаходять прикладне застосування і в інших сферах науки і техніки. Наприклад, спільно з фахівцями ДП «КБ «Південне» ім. М.К. Янгеля» розроблено нові вуглець-вуглецеві композиційні матеріали для вкладишів критичного перетину твердопаливних ракетних двигунів. Спочатку ці композити створювалися для використання в реакторах типу ВТГР (високотемпературний газоохолоджуваний реактор), проте виявилось, що вони характеризуються високорозвиненою пористою структурою, низькою питомою масою (вдвічі легші за алюміній), високою термічною, абляційною та сублімаційною стабільністю, стійкістю до механічних і термічних ударних навантажень, низькою теплопровідністю і високою ерозійною стійкістю, що якнайкраще підходить до умов експлуатації ракетної техніки. У 2018 р. в Україні було успішно проведено перші наземні вогневі випробування рушійної установки ОТРК «Грім-

2», а також на Сардинії здійснено випробування розгінного блока ракетносія Vega в рамках розвитку європейської космічної програми. В обох випадках використовувалися вкладиші з нового вуглець-вуглецевого композиту, і за результатами цих випробувань було підтверджено їх ефективність і працездатність.

Створені в ННЦ ХФТІ вуглець-вуглецеві композиційні матеріали відкривають нові можливості й у сфері охорони здоров'я. Так, разом з медиками харківського Інституту патології хребта та суглобів імені проф. М.І. Ситенка НАМН України ми розробили цілу серію таких карбонових імплантатів для протезування різних типів суглобів людини та застосування в стоматології.

У 2018 р. Державною премією України в галузі науки і техніки було відзначено роботи зі створення і впровадження в медичну практику нових хірургічних магнітних інструментів для видалення сторонніх металевих тіл. Ці інструменти, розроблені в ННЦ ХФТІ і призначені для надання спеціалізованої хірургічної допомоги в стаціонарних та польових умовах, тепер широко використовуються у військовій хірургії. Застосування цієї розробки дозволило вдвічі зменшити середній час хірургічних втручань у разі осколкових поранень і майже вдвічі збільшити частку видалених сторонніх металевих тіл.

На завершення своєї доповіді дуже коротко зупинюся на співробітництві ННЦ ХФТІ з Міжнародним агентством з ядерної енергії (МАГАТЕ) і Євратомом. З МАГАТЕ ми дуже плідно співпрацюємо з проблем, що стосуються іонної імітації та вивчення радіаційної поведінки структурних матеріалів за високих доз опромінення. Нещодавно було подовжено термін дії відповідної угоди про проведення спільних з МАГАТЕ досліджень. Найближчим часом плануємо взяти участь у проєкті HEAFNA з розроблення високоентропійних сплавів для ядерних аплікацій, а також у проєкті CPR ODS з еталонного аналізу конструкційних матеріалів для новітніх ядерних реак-

торів. У рамках програми Євратома ми беремо участь у робочому пакеті НІТЕС з вивчення поведінки бентонітової глини, яку в пресованому вигляді використовують у системі геологічного видалення рідких радіоактивних відходів, в умовах впливу опромінення та нагрівання з боку РАВ.

Отже, ядерна енергетика як гарант енергетичної незалежності України — найбільш розвинений високотехнологічний сектор економіки і найважливіший чинник сталого розвитку країни. Саме матеріали для ядерної енергетики є визначальним фактором вирішення основних проблем безпеки та енергоефективності реакторів, як тих, що нині експлуатуються, так і реакторів нового покоління, що зараз розробляються у світі. Для забезпечення сталого розвитку ядерної енергетики найпершим завданням сьогодні є створення новітніх радіаційно толерантних матеріалів. Основна ціль, яка стоїть перед фахівцями-ядерниками, — це підвищення рівня вигорання ядерного палива. Досягнення цієї цілі пов'язане з поглибленням науково обґрунтованих уявлень про роль фізичних механізмів мікроструктурної еволюції матеріалів, що відповідає за змінення первісних фізико-механічних властивостей та фізичних розмірів у процесі опромінення.

Крім того, ми маємо повніше реалізовувати величезний потенціал матеріалознавців НАН України як у вирішенні матеріалознавчих питань сучасної і майбутньої ядерної енергетики України, так і у розв'язанні проблем, що стоять перед світовою ядерною спільнотою. Цьому великою мірою може сприяти активна участь учених Академії у спільних проєктах з Європейським Союзом (зокрема, у програмі «Горизонт-2020»), яка в результаті дасть потужний поштовх розвитку всієї науково-технічної сфери країни і, можливо, приверне увагу держави до вирішення нагальних проблем вітчизняної ядерної енергетики.

Дякую за увагу!

*За матеріалами засідання підготувала О.О. Мележик*