



ВОЄВОДИН

Віктор Миколайович – член-кореспондент НАН України, доктор фізико-математичних наук, професор, директор Інституту фізики твердого тіла, матеріалознавства та технологій Національного наукового центру «Харківський фізико-технічний інститут» НАН України

МАТЕРІАЛОЗНАВЧІ ПРОБЛЕМИ ЯДЕРНОЇ ЕНЕРГЕТИКИ

Стенограма наукової доповіді на засіданні Президії НАН України 13 вересня 2017 року

У доповіді наведено результати досліджень, спрямованих на потреби ядерно-енергетичного комплексу України, розроблення новітніх та удосконалення існуючих конструкційних матеріалів активних зон ядерно-енергетичних установок. Підкреслено роль конструкційних матеріалів у забезпеченні надійного безпечного функціонування та розвитку ядерно-енергетичного комплексу України, що є одним з пріоритетних напрямів фундаментальних та прикладних досліджень наукових установ НАН України відповідного профілю.

Вельмишановні члени Президії!

Шановні колеги!

Моя доповідь присвячена матеріалознавчим проблемам ядерної енергетики, однак спочатку я хотів би привернути вашу увагу до відповіді на запитання: чим же є сьогодні ядерна енергетика для України?

За оперативними даними компанії НАЕК «Енергоатом», у першому півріччі 2017 р. на 15 ядерних енергоблоках українських АЕС було вироблено 45 726 млн кВт · год електроенергії, що становить 58% від загального виробництва електроенергії в Україні. Порівняно з аналогічним періодом минулого року частка ядерної енергетики в загальній структурі виробництва електроенергії в Україні зросла майже на 5%.

Отже, ядерна енергетика сьогодні є чинником сталого розвитку економіки країни, який дає змогу забезпечувати поточні потреби суспільства, не ставлячи під загрозу здатність майбутніх поколінь задовольняти свої власні потреби. Крім того, ядерна енергетика забезпечує стабільне, незалежне від погодних умов виробництво електроенергії і є основним фактором зменшення рівня викидів в атмосферу діоксиду вуглецю.

На сьогодні альтернатив ядерній енергетиці немає, питання полягає лише в забезпеченні такого енергобалансу країни, який поєднує як ядерні, так і інші джерела енергії.

У всьому світі ядерна енергетика ґрунтується на трьох складових — безпека, ефективність і стабільність. Безпечну, стабільну й економічну роботу атомних станцій визначають конструкційні та паливні матеріали.

Безпека роботи реакторних установок досягається насамперед завдяки стабільності геометрії активної зони реактора за весь період експлуатації тепловидільних елементів і збіроч; цілісності корпусів; утримання всередині ТВЕЛів продуктів поділу ядерного палива; збереження працездатності органів та систем управління і захисту (СУЗ); мінімізації наслідків можливих аварійних ситуацій. Ефективність та економічність ядерної енергетики забезпечується насамперед підвищенням потужності одиничних блоків ядерних енергетичних установок, збільшенням тривалості кампаній, підвищенням ступеня вигорання ядерного палива.

Радіаційна стабільність конструкційних і паливних матеріалів є запорукою безпечної роботи АЕС. Радіаційна стійкість — це здатність матеріалу протистояти впливу інтенсивного опромінення та зберігати вихідні фізико-механічні властивості й розмірні характеристики. Спільними негативними факторами для всіх конструктивних елементів ядерних енергетичних установок є потужні потоки нейтронів, високі температури, механічні навантаження, агресивне навколишнє середовище. Під дією цих факторів матеріали зазнають розпухання (рис. 1), окрихчення (рис. 2), радіаційного росту, гідрування тощо. На сьогодні властивості радіаційних матеріалів є визначальним чинником, що обмежує комерційні переваги і безпеку ядерної енергетики.

У 2016 р. у світі налічувалося 449 діючих ядерних енергетичних реакторів загальною генеруючою електричною потужністю 382,9 ГВт. З усіх реакторів, що експлуатуються, більшість (а саме 81,6%) становлять реактори, в яких і як теплоносій, і як сповільнювач використовується звичайна вода, — водо-водяні реактори ВВЕР; 11,1% — реактори з важководним теплоносієм і сповільнювачем (реактори CANDU); 3,4% — легководні реактори з

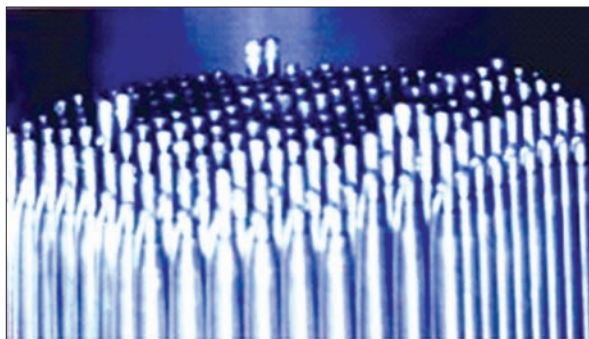


Рис. 1. Зміна розмірної стабільності нержавіючої сталі завдяки розпухання

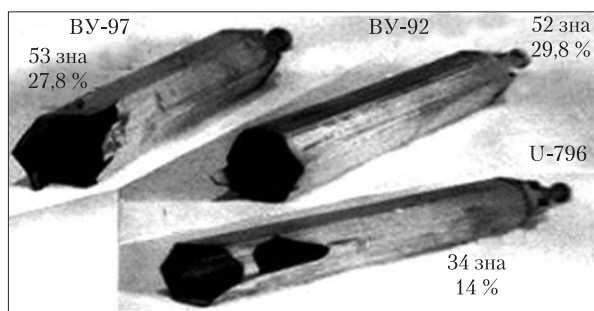


Рис. 2. Зумовлене порами окрихчення сталі X18H10T у збірках

графітовим сповільнювачем (РБМК); 3,2% — газоохолоджувані реактори типу MAGNOX, в яких як сповільнювач використовують графіт; 0,7% — ядерні реактори на швидких нейтронах з натрієвим теплоносієм (реактори типу БН-600, БН-800). При цьому, будь ласка, зверніть увагу на те, що всі елементи конструкцій реакторів функціонально виготовлені з різних матеріалів, які працюють під впливом різних негативних факторів, зазнають дії різних процесів деградації.

В Україні всі 15 діючих ядерних реакторів — це реактори типу ВВЕР (13 — ВВЕР-1000 і 2 — ВВЕР-440). Тому коротко розглянемо спектр матеріалів, з яких виготовляється найпоширеніший не лише в Україні, а й у світі реактор ВВЕР-1000.

Корпуси реакторів ВВЕР-1000 виготовляють з перлітної сталі 15X2НМФА

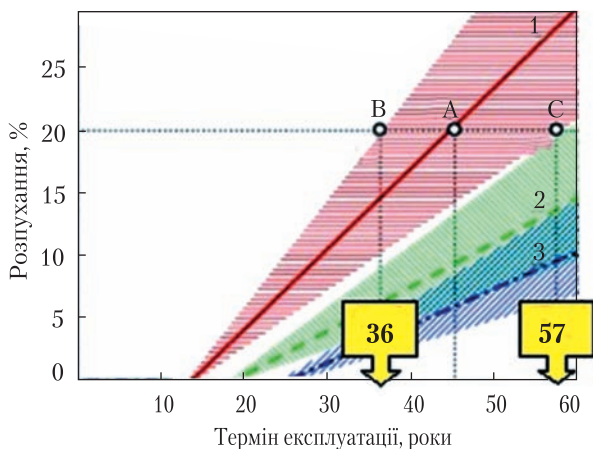


Рис. 3. Прогноз працездатності вигородки реактора ВВЕР-1000 [1]. Залежність розпухання від часу експлуатації сталі 08X18H10T, що відповідає областям вигородки з найбільшим розпуханням: 1 — температура опромінення $T = 395^\circ\text{C}$, швидкість набору дози $k = 5,9 \cdot 10^{-8}$ зна/с, 2 — $T = 375^\circ\text{C}$, $k = 4,6 \cdot 10^{-8}$ зна/с, 3 — $T = 375^\circ\text{C}$, $k = 3,3 \cdot 10^{-8}$ зна/с

(15X2НМФА-А), для якої основним негативним фактором є окрихчення. Корпуси реакторів ВВЕР-1000 експлуатуються за температур 270–340 °С і дози опромінення до 0,1 зна. За таких умов механізм окрихчення сталі складається з кількох стадій. Спочатку відбувається первинне формування кластерів точкових дефектів та дислокацій. Подальша взаємодія точкових дефектів приводить до наноструктурної еволюції, тобто до формування під дією випромінювання виділень, збагачених Cu, Mn, Ni, карбонітридами $(V, Cr)_7(C, N)_3$, що спричинює зміцнення зерен, і водночас відбувається знеміцнення меж зерен через сегрегацію фосфору на них. Наслідком цього є можливе підвищення температури крихко-в'язкого переходу, втрата пластичності та окрихчення матеріалу.

Звідси випливають основні завдання з подовження ресурсу корпусів реакторів і моніторингу радіаційних пошкоджень. Показано, що окрихчення корпусів реакторів, виведених з експлуатації на АЕС, перебуває в прийнятних межах. Найнебезпечніше явище — окрихчення зварних швів — лімітується концентрацією Mn і Ni. Однак залишається відкритим питання, як

буде поводитися матеріал корпусу реактора, яким буде ступінь окрихчення сталі через 30 років після подовження ресурсу роботи (тобто загалом після 60 років експлуатації). Для вирішення цієї проблеми потрібен постійний моніторинг з використанням зразків-свідків. Наше сьогоденне розуміння процесів, які відбуваються в матеріалі корпусу реактора під час його тривалої експлуатації, дозволяє нам дати рекомендації щодо оптимізації хімічного складу матеріалів корпусів ВВЕР-1000 з досить різким зниженням у сплаві домішок Ni, Cu, S, P, As.

За результатами робіт, виконаних фахівцями Національного наукового центру «Харківський фізико-технічний інститут» (ННЦ ХФТІ) НАН України на енергоблоках Южно-Української та Запорізької атомних електростанцій протягом останніх 10 років, створено каталог даних неруйнівного контролю напружено-деформованого стану корпусів реакторів типу ВВЕР-1000 і трубопроводів АЕС. Цим каталогом зараз користуються на багатьох АЕС не лише в Україні, і правовий захист цієї розробки забезпечено у вигляді свідоцтва на інтелектуальну власність ННЦ ХФТІ.

Основним матеріалом шахти реактора і вигородки активної зони є аустенітна сталь 08X18H10T, яка в умовах роботи реактора найбільш схильна до розпухання. Це досить нова проблема. Свого часу цей матеріал для вигородки було вибрано за його високі характеристики щодо зварювання, але, як з'ясувалося згодом, ця марка сталі виявилася чи не однією з найбільш розпухаючих — за дози випромінювання 66 зна ступінь розпухання становить понад 30%.

На основі даних, отриманих з прискорювачів та реакторів, фахівцями ННЦ ХФТІ побудовано емпіричну функцію для розрахунку розпухання сталі вигородки реакторів у широкому інтервалі доз, температур опромінення і швидкостей утворення зміщень, що дозволило зробити прогноз працездатності вигородки реактора ВВЕР-1000 в разі тривалих строків експлуатації (30–60 років). Цей прогноз опубліковано в одному з провідних у цій

галузі наукових журналів — Journal of Nuclear Materials [1]. Розрахунок формозміни вигородки з урахуванням розпухання показав, що номінальний зазор дистанціювання між решітками периферійних тепловидільних збірок та вигородки зберігається до 36 років експлуатації, далі, в період 36–57 років, потрібен моніторинг (рис. 3).

Паливні збірки виготовляють зі сплавів цирконію: E-110 (Zr-1%Nb) застосовують для оболонок і чохла паливних елементів, дистанційних решіток; E-125 (Zr-2,5%Nb) — для чохла блока реактора; E-635 (або Zry-2, Zry-4 — сплави, леговані Sn, Fe, Cr, Ni) — для направляючих каналів, центральної труби, кутів жорсткості. Свого часу цирконієві сплави здавалися неперевершеними, адже цирконій має дуже низький переріз поглинання теплових нейтронів (Zr — 0,3; Ni — 26,2; Cr — 20,8; Fe — 12,1 барнів). Однак ці сплави під дією негативних факторів погіршують свої експлуатаційні характеристики через деформацію радіаційного росту, радіаційно-термічну повзучість, корозію, наводнення, окиснення.

Зараз ТВЕЛі та тепловидільні збірки експлуатують 4–5 років зі ступенем вигорання палива до 50–60 МВт·д/кг урану. Одні з першорядних завдань, що стоять сьогодні перед нами, — це необхідність досягнення ступеня вигорання паливних елементів 75–80 МВт·д/кг урану, а також збільшення ресурсу від 30000 до 46000 ефективних годин, підвищення температури оболонок до 358 °C і, що в нинішніх умовах дуже важливо для України, можливість маневрування потужністю. Вирішити ці завдання можна за допомогою легування цирконієвих сплавів залізом та киснем, що, як ми показали, позитивно впливає на структуру опроміненого матеріалу і сприяє підвищенню його радіаційної толерантності, оскільки додавання до сплавів Fe і O пригнічує зростання дислокаційних петель і зменшує радіаційне зростання.

Після радіаційної аварії 2011 р. на АЕС «Фукусіма» у світі активно почав розвиватися новий напрям досліджень — створення ядерного палива, стійкого до аварійних інцидентів (Accident Tolerant Fuel). Сьогодні в усіх країнах, які ма-

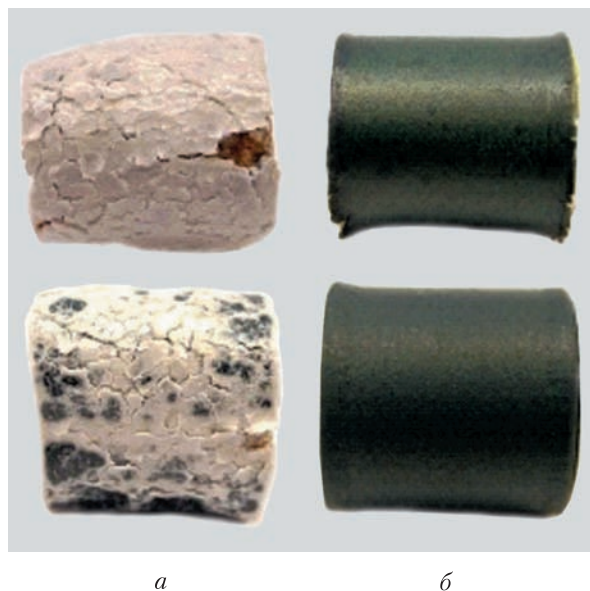


Рис. 4. Фотографії твельних трубок із цирконієвих сплавів (E-110, Zr-1%Nb) після високотемпературних випробувань: а — без покриття, б — із захисним покриттям

ють атомні станції, інтенсивно ведуться роботи з дослідження вже відомих сплавів цирконію, а також з розроблення нових модифікованих сплавів для використання в активній зоні реактора. За мету ставиться підвищення надійності паливних оболонок ядерних реакторів, що в разі аварій із втратою теплоносія запобігатиме тяжким наслідкам (вибуху водню). Наприклад, у Японії зараз близько 70% бюджету, виділеного на дослідження з ядерної енергетики, припадає саме на розроблення нових матеріалів. Цю проблему вирішують двома основними шляхами: *довготривалий* (понад 10 років) з використанням нових матеріалів для оболонок (SiC/SiC-композити, FeCrAl, Mo/FeCrAl) і *середньотривалий* (10 років і менше) з використанням захисних покриттів (Cr, SiC, FeCrAl тощо) на вже існуючих цирконієвих сплавах.

За другим напрямом в установах НАН України досліджено вакуумно-дугові керамічні та металічні покриття на макетах ТВЕЛів у потоку пари. Запропоновано цирконієві трубки з покриттями на основі хрому, які у високотемпературних випробуваннях (600–1020 °C)

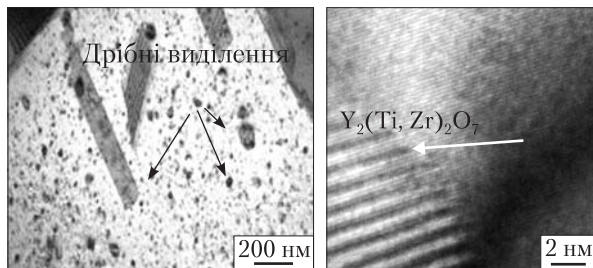


Рис. 5. Аустенітна ДЗО-сталь 0X18H10T з оптимізованим складом вихідних нанорозмірних порошоків оксидів системи $Y_2O_3-ZrO_2$. Спостерігається аустенітна матрична фаза з розміром зерен 1,2–2,0 мкм, а щільність виділень складних нанооксидів змінюється в межах $(1,7-7,3) \cdot 10^{15} \text{ см}^{-3}$ за середнього розміру близько 10 нм

продемонстрували поліпшені захисні властивості; створено хромові покриття, що забезпечують захист цирконієвих паливних оболонок в умовах аварії протягом 1 години (рис. 4).

На сьогодні у світі вже назріла необхідність розроблення ядерних реакторів нового, четвертого покоління (Gen IV), оскільки за останні 60 років, незважаючи на модернізацію наявних конструкцій реакторів, так і не було досягнуто значного підвищення ступеня вигорання ядерного палива. Через це ядерні реактори характеризуються низькою ефективністю (~33–34%) порівняно з тепловими енергетичними реакторами на твердому паливі (~45% і вище). Реактори четвертого покоління мають бути економічно ефективнішими, безпечнішими, виробляти менше довгоіснуючих радіоактивних відходів та забезпечувати вимоги до нерозповсюдження ядерних технологій і матеріалів. Крім того, на них має бути впроваджена пасивна система безпеки на рівні конструювання ядерних реакторів, у тому числі в елементах електричного автоматичного обладнання, з метою мінімізації впливу операторів на функціонування ядерних реакторів (так званого людського фактора). Очевидно, що традиційні матеріали не задовольняють новим підвищеним вимогам до їх експлуатації, а тому для нових конструкцій реакторів необхідні нові матеріали.

Зараз світове фахове співтовариство зосередило свої зусилля на розробленні 6 основних типів реакторів четвертого покоління:

- Sodium Fast Reactor (SFR) — реактор на швидких нейтронах з натрієвим теплоносієм і замкнутим ядерним циклом;

- Molten Salt Reactor (MSR) — ядерний реактор поділу, в якому як охолоджувач використовують суміш розплавлених солей; такий тип реактора дозволяє досягати великих температур за умови невисокого тиску, що значно підвищує безпеку його експлуатації;

- Supercritical Water Reactor (SCWR) — у цьому типі високотемпературних реакторів використовують водний теплоносій під високим (надкритичним) тиском, що поліпшує його охолоджувальні властивості;

- Lead Fast Reactor (LFR) — реактор на швидких нейтронах зі свинцевим або свинцево-бісмутовим рідинно-металевим теплоносієм і замкнутим ядерним циклом;

- Gas Fast Reactor (GFR) — реактор на швидких нейтронах з гелієвим теплоносієм і замкнутим ядерним циклом;

- Very High Temperature Reactor (VHTR) — високотемпературний реактор з графітовим сповільнювачем, гелієвим теплоносієм і відкритим урановим паливним циклом.

Аналіз робочих умов і основних характеристик перспективних ядерно-енергетичних установок свідчить, що прагнення до максимального підвищення ефективності енергетичних установок передбачає перехід до все більш високих робочих температур, а це, у свою чергу, потребує розроблення нових конструкційних матеріалів. Матеріали перспективних реакторів мають задовольняти унікальним вимогам, продиктованим конструкцією цих систем.

Ученими НАН України розроблено нові матеріали, толерантні до високого рівня радіації, — дисперсно-зміцнені оксидами сталі (ДЗО-сталі), радіаційне розпухання яких у 5 разів менше, ніж базової сталі. За радіаційною стійкістю і міцнісними характеристиками ДЗО-сталі перспективні для виготовлення внутрішньокорпусних елементів і пристроїв як у діючих, так і нових типах ядерних реакторів (рис. 5).

Ще одним новим класом перспективних матеріалів, створених у НАН України, є високоентропійні сплави (ВЕСи) з аустенітною ГЦК-граткою, які мають дуже високу пластичність і в'язкість руйнування при відносно низькій границі плинності.

Атомна енергетика ставить завдання досягти 20% вигорання палива в реакторі на швидких нейтронах. За такого рівня вигорання пошкодуючі дози становитимуть 400–500 зна. У зв'язку з цим постає необхідність вибору конструкційних матеріалів для оболонок і чохлах ТВЗ, що, в свою чергу, потребує дослідження кандидатних матеріалів за надвисоких доз опромінення.

В ННЦ ХФТІ за допомогою електростатичного 3-пучкового прискорювача із зовнішнім інжектором (рис. 6) уперше реалізовано можливість високодозного опромінення і проведено дослідження розпухання феритно-мартенситних сталей під опроміненням металевими іонами Cr^{3+} (1,8 MeV) до доз 600 зна в інтервалі температур 430–550 °C (рис. 7). Методика опромінення важкими іонами давно впроваджена і дала багато корисних результатів у вивченні механізмів радіаційного пошкодження і відбору перспективних матеріалів для реакторобудування. Крім того, зараз у світі це єдиний засіб, який дозволяє досягати надвисоких доз опромінення. Ці дослідження викликали великий інтерес у представника Європейської комісії (Євратом) пані Марти Серрано (Marta Serrano Garcia) — глави департаменту матеріалів з енергетичних питань СІЕМАТ (Мадрид, Іспанія) (рис. 8).

У центрі уваги науковців НАН України також перебувають проблеми безпечного поводження з відпрацьованим ядерним паливом і радіоактивними відходами. Зокрема, проведено прогноз радіаційної стійкості гранітоїдів Українського кристалічного щита і показано, що найкращими породами для захоронення радіоактивних відходів є плагіограніти — кварцові сієніти і кварцити, які можуть витримувати великі радіаційні навантаження (до 10^8 рад). Проведено роботи щодо вивчення проблеми іммобілізації небезпечних радіонуклідів у за-



Рис. 6. Електростатичний (3-пучковий) прискорювач із зовнішнім інжектором

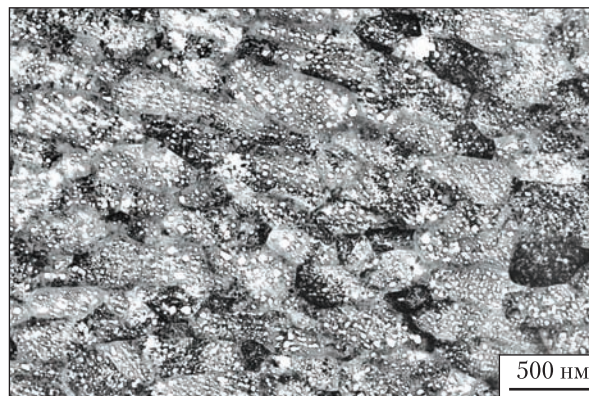


Рис. 7. Розпухання сталі 14YWT під дією опромінення іонами Cr^{3+} (1,8 MeV) до доз 500 зна за температури 450 °C



Рис. 8. Візит представника Євратому пані Марти Серрано в ННЦ ХФТІ. 1 березня 2017 р.

хисні радіаційно і корозійностійкі форми; визначено найбільш придатні матеріали для створення мінералоподібних керамічних матриць, здатних включати в свою структуру радіонукліди. Розроблено захисні матриці на основі цементних компаундів; вивчено радіаційний і корозійний вплив на властивості природних матеріалів.

Розробки науковців-атомників виявилися корисними й у сфері охорони здоров'я. На основі запропонованих ННЦ ХФТІ матеріалів створено біорозчинні коронарні (деградуючі) стенти для кардіохірургії, різноманітні імпланти для ортопедії і стоматології, а також хірургічні та офтальмологічні магніти для видалення малоінвазивними методами металевих осколків при відповідних пораненнях (у військових госпіталях Харкова, Вінниці, Києва проведено вже понад тисячу операцій з використанням таких магнітів).

У підсумку хочу зазначити, що ядерна енергетика зараз — це гарант енергетичної незалежності, найбільш розвинений і високотехнологічний сектор економіки, найважливіший фактор сталого розвитку країни. Саме матеріали ядерної енергетики є критичною технологією, що вирішує основні проблеми безпеки та економіки реакторів, що експлуатуються, та реакторів новітніх поколінь. Визначеної цілі — досягнення комерційно привабливих рівнів вигорання ядерного палива — можна досягти тільки на основі розвитку наукових уявлень про роль фізичних механізмів мікроструктурної еволюції, яка відповідає за зміну первісних фізико-механічних властивостей та розмірів під час опромінення.

Україна завжди вирізнялася високим рівнем розвитку матеріалознавства і має в цій галузі величезний потенціал, який має бути реалізований як у вирішенні матеріалознавчих питань сучасної та майбутньої ядерної енергетики в Україні, так і в розв'язанні завдань, що стоять перед світовим ядерним співтовариством.

Участь українських науковців у європейських проектах за програмою «Горизонт-2020» надасть дієвого поштовху розвитку науково-технічної галузі України і, можливо, приверне

увагу до проблем ядерної енергетики і сприятиме збільшенню фінансування науково-технічних робіт з боку держави.

Дякую за увагу!

Виступи

ВЛАСЕНКО Микола Іванович —
директор відокремленої підрозділу «Науково-технічний центр» Державного підприємства «НАЕК «Енергоатом»

Як ви знаєте, в середині серпня поточного року Уряд України ухвалив нову Енергетичну стратегію на період до 2035 року, яка охоплює комплекс широкомасштабних реформ в енергетичному секторі держави. Тривалий час навколо цієї Стратегії точилися гарячі суперечки, особливо з приводу того, які саме принципи закласти в основу подальшого розвитку енергетики і як вибудувувати енергобаланс країни на майбутнє. Однак, врешті-решт, рішення було прийнято. В узгодженій структурі енергетики України до 2035 р. частка ядерної енергетики становитиме близько 50% від загального обсягу виробленої електроенергії, виробництво електроенергії з відновлюваних джерел енергії (сонце і вітер) зросте до 13%, гідроенергетика забезпечуватиме 7%, а решту — теплова енергетика, з поступовим зниженням її частки.

Виконання основного постулату Енергетичної стратегії щодо розвитку атомної енергетики пов'язане з подовженням терміну експлуатації діючих ядерних енергоблоків українських АЕС на 20 років з періодом у 10 років, оскільки за чинними нормативами українського законодавства кожні 10 років має проводитися переоцінка ресурсу блоків. Крім того, до 2020 р. Міністерство енергетики та вугільної промисловості України разом з енергетичними компаніями мають визначитися з тим, які технології виробництва електроенергії є для нас пріоритетними і які ми маємо розвивати в майбутньому. На сьогодні повний цикл будівництва нового ядерного енергоблока оцінюється у 10 років, починаючи від моменту ухвалення рішення про його спорудження. З огляду на

те, що вже у 2030—2031 рр. ми маємо вивести з експлуатації два енергоблоки Рівненської АЕС з реакторами ВВЕР-440, часу залишається небагато. У 2025 р. планується ввести в експлуатацію третій енергоблок Хмельницької АЕС, стосовно четвертого енергоблока ХАЕС рішення буде прийнято окремо, оскільки ці проекти розділені як незалежні. Надалі за довгостроковою програмою розвитку ядерної енергетики України планується передбачити подальший розвиток генерації на атомних електростанціях і введення в експлуатацію нових АЕС. Це і є основна «дорожня карта», за якою розвиватиметься ядерна енергетика України в майбутньому.

Повертаючись до проблеми подовження терміну експлуатації ядерних енергоблоків, хочу підкреслити, що ми свідомо пішли на цей крок, вивчивши попередньо світовий досвід і добре розуміючи, що свого часу в корпуси реакторів та в інші незамінні частини ядерних енергоблоків було закладено великий запас міцності. З метою наукового обґрунтування цього питання було розгорнуто велику програму з дослідження вихідних зразків-свідків, яку ми плідно і успішно виконуємо з Інститутом ядерних досліджень НАН України. За результатами цієї програми у 2026 р. ми маємо отримати достовірні експериментальні дані (саме експериментальні, а не розрахункові) щодо стану матеріалів у корпусах реакторних установок. Аналіз цих даних дозволить нам прийняти рішення, чи доцільно запроваджувати роботи з подовження строків експлуатації ядерних реакторів на 50 років, чи ні. Сполучені Штати Америки проводять роботи з подовження ресурсу комерційно вигідних енергоблоків до 60 років і більше, і ми ретельно вивчаємо їхній досвід. Зараз ми дуже тісно співпрацюємо з нашими американськими колегами і сподіваємося на подальше проведення спільних робіт за цим напрямом.

Крім подовження терміну експлуатації ядерних енергоблоків є ще багато проблемних питань. Наприклад, це стосується подальшого поводження з відпрацьованим ядерним паливом. На сьогодні в Україні лише на Запорізькій



Виступ директора НТЦ НАЕК «Енергоатом» Миколи Івановича Власенка

АЕС є сухе сховище для зберігання відпрацьованого ядерного палива.

Відпрацьоване ядерне паливо з Южно-Української, Рівненської та Хмельницької АЕС зберігатиметься у Централізованому сховищі відпрацьованого ядерного палива, спорудження якого розпочато в Чорнобильській зоні. Є невирішене питання, як ми плануємо замикати ядерний цикл: з використанням реакторів на швидких нейтронах чи важководних реакторів. Загалом в обох варіантах досягається суттєве скорочення обсягів радіоактивних відходів. У подальшому зберігати такі відходи планується в контейнерах у глибинних геологічних формаціях. Ми також маємо визначитися з майбутніми типами реакторів. Зараз у світі увагу фахівців усе більше привертають малі модульні реактори потужністю від 30 до 300 МВт з розширеним використанням пасивних систем безпеки. Такі реактори можна використовувати як для вироблення електроенергії, так і для інших цілей, наприклад опріснення води чи виробництва водню.

Отже, я погоджуюся з усіма підходами, тезами і напрямками подальшого розвитку, які були озвучені в доповіді. На майбутнє ми плануємо оформити наші відносини з установами НАН України у вигляді контрактів і спеціальних програм з подовження надпроектних строків



Виступ академіка НАН України Леоніда Михайловича Лобанова

експлуатації ядерних реакторів на українських АЕС, і я сподіваюся на успішну співпрацю.

ЛОБАНОВ Леонід Михайлович — академік НАН України, академік-секретар Відділення фізико-технічних проблем матеріалознавства НАН України, заступник директора Інституту електрозварювання ім. Є.О. Патона НАН України

У доповіді переконливо продемонстровано, що ядерне матеріалознавство забезпечує і безпеку, і економічність ядерних блоків України, які виробляють більш як половину всієї електричної енергії в Україні та є гарантом енергетичної безпеки нашої держави. На сьогодні найважливішою науково-технічною проблемою для вітчизняної атомної енергетики є проблема ресурсу діючих енергоблоків атомних електростанцій. До 2020 р. завершиться 30-річний проектний термін експлуатації 12 з 15 діючих енергоблоків в Україні. Вже подовжено терміни експлуатації перших і других енергоблоків на Запорізькій, Рівненській та Южно-Українській АЕС. Виконуються роботи з подовження ресурсу ще трьох енергоблоків.

Активну участь у цій роботі беруть Інститут проблем міцності, Інститут ядерних досліджень, НТК «Інститут електрозварювання

ім. Є.О. Патона» та інші академічні установи. Слід зазначити, що стан енергоблоків АЕС у цілому задовільний, і економічно вигідно продовжувати їх експлуатацію. Батьки-засновники атомної енергетики свого часу заклали ефективні конструкційні матеріали в компоненти обладнання АЕС, тому можна розраховувати на подовження термінів експлуатації енергоблоків до 50–60 років. Однак це вимагає проведення великого комплексу робіт. Необхідні подальші дослідження поведінки матеріалів під довготривалою дією опромінювання, розвиток методик прогнозування флюенсу нейтронів і окрихчення металу корпусів реакторів, особливо зварних швів з високим вмістом нікелю. Додаткові резерви для подовження ресурсу безпечної експлуатації енергоблоків можна забезпечити завдяки уточненню розрахункових моделей і зниженню їх консервативності. Тому актуальним є проведення робіт зі створення нового єдиного нормативного документа, що визначатиме розрахунки міцності і ресурсу відповідальних компонентів обладнання українських АЕС.

Одним із важливих викликів для радіаційного матеріалознавства є обґрунтування радіаційної стійкості матеріалів внутрішньокорпусних пристроїв реакторів ВВЕР-400 і ВВЕР-1000. Особливістю їх експлуатації є поява і зростання радіаційного розпухання, що призводить до прогресуючого формозмінення конструктивних елементів усередині корпусу реактора. Основна проблема пов'язана з деформаціями вигородки, які приводять до значного скорочення зазорів і можливої контактної взаємодії між вигородкою і стінкою внутрішньокорпусної шахти. Роботи з уточненого визначення розподілу флюенсу і об'ємних тепловиділень у вигородці залежно від радіаційного опромінення з урахуванням паливних кампаній, які виконуються Інститутом ядерних досліджень і ХФТІ, на мій погляд, дадуть можливість знизити консервативність розрахункових прогнозів і підвищити достовірність обґрунтування подовжених термінів безпечної експлуатації внутрішньокорпусних пристроїв енергоблоків АЕС.

Серйозною науково-технічною і фінансовою проблемою є також відпал корпусів реакторів ВВЕР-1000. Ще наприкінці 2010 р. на нараді в Держатомрегулюванні представники російських наукових організацій заявили, що це головне питання при подовженні термінів експлуатації всіх ВВЕР-1000, і визнали, що на той момент немає відповідної технології. На сьогодні таку технологію і обладнання для її реалізації створено. З великою ймовірністю Україна зазнаватиме жорсткого пресингу щодо застосування дороговартісних операцій відпалу корпусів реакторів, хоча необхідність їх проведення викликає великі сумніви. Нам потрібно бути готовими дати науково обґрунтовану відповідь на таку загрозу.

Безумовно, слід позитивно оцінити діяльність ННЦ ХФТІ в галузі ядерного матеріалознавства, а керівництву Інституту та всьому колективу співробітників побажати і надалі підтримувати високий рівень своїх досліджень.

СЛІСЕНКО Василь Іванович —
*член-кореспондент НАН України, директор
Інституту ядерних досліджень НАН України*

У доповіді дуже детально і переконливо було висвітлено роль науки в розвитку ядерної енергетики. Я ж торкнувся лише двох важливих аспектів, які стосуються обговорюваного питання. Проблема стосується металів корпусів ядерних реакторів, зварних швів та внутрішньокорпусних елементів, які експлуатуються в екстремальних умовах високих радіаційних полів. Взаємодія радіаційного випромінювання з атомами металу, очевидно, зумовлює перебіг різних процесів, більшість з яких негативно впливають на фізико-механічні характеристики матеріалів. Сталь, з якої виготовлено корпуси реакторів, містить домішки нікелю, що спричинює окрихчення матеріалу, а метал внутрішньореакторного обладнання під дією радіації зазнає розпухання, що зумовлює деформацію елементів конструкції. Наприклад, змінення форми вигородки може призвести до защемлення ТВЕЛів, що, безумовно, негативно позначається на роботі реактора.



Виступ члена-кореспондента НАН України Василя Івановича Слісенка

Для корпусів ядерних реакторів програму контролю стану їх матеріалів було закладено від самого початку будівництва. Ще до введення реактора в експлуатацію в ньому розміщували шматочки металу корпусу і шматочки зварних швів — так звані зразки-свідки, які час від часу в процесі роботи реактора можна було вилучати і спостерігати за змінами, що відбуваються в матеріалах. Дослідження проводилися і проводяться, зокрема, методом розриву — руйнування зразка дає змогу оцінити поточний стан металу і зробити прогноз на 2–3 роки наперед. Такий контроль триває постійно, але з реалізацією програми подовження термінів експлуатації реакторів постали певні проблеми, пов'язані з тим, що кількість зразків-свідків, розміщених у корпусі реактора від початку його роботи, була розрахована на 30 років, і зараз вони закінчуються. Тому НАЕК «Енергоатом» разом з НАН України розробляють нову програму контролю з повторним використанням уламків зразків-свідків після їх руйнування.

Однак для металів внутрішньокорпусного обладнання подібного контролю не було передбачено. З огляду на наявні свідчення про процеси розпухання сталі, які можуть призвести до негативних наслідків, для подовження роботи реакторів у надпроектний період нам необхідно розробити методику контролю стану внутрішньореакторних матеріалів. В інших



Виступ академіка НАН України Миколи Федоровича Шульги

країнах, у яких є АЕС і які подовжують терміни експлуатації реакторних установок, такі методики і пояснення до них існують, але коштують вони надзвичайно дорого. Я вважаю, що для створення власної методики контролю стану металів внутрішньокорпусного обладнання ми маємо і достатнє теоретичне підґрунтя, і достатні практичні напрацювання. Сподіваюся, що разом з НАЕК «Енергоатом» (а ми маємо багатий досвід ефективної співпраці) цю проблему ми також вирішимо.

ШУЛЬГА Микола Федорович — академік НАН України, академік-секретар Відділення ядерної фізики та енергетики НАН України, генеральний директор Національного наукового центру «Харківський фізико-технічний інститут»

Проблема подовження терміну експлуатації ядерних енергоблоків є сьогодні, напевне, центральною проблемою ядерної енергетики України. Вона складається з цілого ряду завдань, зокрема матеріалознавчого характеру, що добре було відображено в доповіді. І серед цих завдань одними з найголовніших є питання подовження ресурсу корпусів реакторів, прогнозування поведінки матеріалів ТВЕЛів під довготривалою дією опромінення, проблеми, пов'язані з ядерним паливом, тощо. За всіма

цими напрямками в установах Відділення ядерної фізики та енергетики НАН України проводяться відповідні дослідження.

З якими ж основними перешкодами ми стикаємося на шляху розв'язання цих проблем? Звичайно, найбільшою проблемою є недостатнє фінансування. Наявних коштів не вистачає ані на зарплати фахівцям, ані на необхідне обладнання, ані на проведення досліджень. З цього випливає ще одна не менш важлива проблема — кадрове забезпечення галузі. Якщо в 70-х роках минулого століття на фізико-технічний факультет Харківського університету щороку вступало до 200 чоловік, то в останні роки набір скоротився до приблизно 30 осіб. Причому більшість випускників університету після його закінчення або йдуть працювати не за фахом в інші галузі економіки, або виїждять за кордон, оскільки там їм пропонують набагато кращі умови працевлаштування. Заплановане у реформі шкільної освіти об'єднання всіх природничих наук в одну дисципліну, очевидно, лише погіршить ситуацію. Внаслідок цього ядерна енергетика України невдовзі може залишитися без кваліфікованого кадрового наповнення. Уже сьогодні в галузі катастрофічно не вистачає молоді, і основу кадрового потенціалу становлять представники старшого покоління. Яким же чином ми намагаємося виправити ситуацію? Передусім активізуємо співробітництво з НАЕК «Енергоатом». Зараз поступово приходить усвідомлення, що ми не обійдемося один без одного.

Як ви знаєте, нещодавно Україна стала асоційованим членом Програми наукових досліджень та навчання Євратом. На базі ННЦ ХФТІ створено контактний центр із забезпечення зв'язків з Євратомом. За двома основними напрямками — програмою термоядерних досліджень EUROfusion і програмою EUROfusion — вже почала надходити перша фінансова підтримка. Для повноцінного розвитку цього співробітництва знадобилася певна реорганізація структури в Інституті фізики плазми ННЦ ХФТІ. Скоріше за все, подібні зміни будуть необхідні і в деяких інших академічних інститутах матеріалознавчого напрямку.

Багато уваги ми приділяємо розвитку міжнародного співробітництва з багатьма провідними зарубіжними центрами в галузі ядерної енергетики. Наприклад, в Інституті прикладної фізики НАН України налагоджено досить ефективну співпрацю з китайськими колегами. Нещодавно ННЦ ХФТІ відвідала вельми представницька делегація з Китаю на чолі із заступником керівника оборонної промисловості КНР з метою вивчення можливих шляхів співпраці в ядерній сфері.

Однак усі ці наші намагання мають лише тактичне значення і, на жаль, аж ніяк не змінюють ситуацію в стратегічному плані. Іншим, виявляється, потрібні наші знання, а як з цим у нас? Безумовно, для розвитку галузі необхідне докорінне змінення ставлення і до ядерної енергетики, і до науки насамперед з боку нашої держави.

БАР'ЯХТАР Віктор Григорович — академік НАН України, почесний директор Інституту магнетизму НАН України та МОН України

Насамперед я хочу підтримати заслухану сьогодні доповідь і зазначити, що повністю згоден із занепокоєнням щодо наявних проблем у галузі вітчизняної ядерної енергетики, яке пролунало у попередніх виступах.

Додам лише, що Харківський фізико-технічний інститут першим у світі почав використовувати прискорювачі для того, щоб можна було швидше визначати і контролювати стан та якість матеріалів ядерних реакторів під час їх експлуатації. Крім того, з початком застосування на українських АЕС ТВЕЛів виробництва компанії «Вестингауз» ННЦ ХФТІ взяв



Виступ академіка НАН України Віктора Григоровича Бар'яхтара

на себе проведення всіх необхідних розрахунків для обґрунтування умов їх експлуатації. Можу засвідчити, що ці роботи проводяться надзвичайно ретельно і на високому науковому рівні. До того ж у ННЦ ХФТІ активно здійснюються роботи, спрямовані на створення нових, більш безпечних типів ядерних реакторів.

Усе це свідчить про те, що поки у нас зберігається потужний науковий потенціал, спроможний вирішувати сучасні складні проблеми ядерно-енергетичної галузі, але проблема підготовки кадрів з цього напрямку є надзвичайно болючою. Єдиний вищий навчальний заклад, який готував відповідних спеціалістів, — Севастопольський університет ядерної енергії та промисловості з анексією Криму ми втратили. І тепер необхідно докласти всіх зусиль для налагодження системи підготовки кадрів на базі інших українських вишів.

За матеріалами засідання підготувала О.О. МЕЛЕЖИК

REFERENCES

1. Kalchenko A.S., Bryk V.V., Lazarev N.P., Voyevodin V.N., Garner F.A. Prediction of void swelling in the baffle ring of WWER-1000 reactors for service life of 30–60 years. *Journal of Nuclear Materials*. 2013. **437**(1-3): 415.