



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

АКТУАЛЬНІ ПРОБЛЕМИ НАУКОВО-ТЕХНІЧНОГО СУПРОВОДУ БЕЗПЕЧНОГО ФУНКЦІОНУВАННЯ ТА РОЗВИТКУ ЯДЕРНО-ЕНЕРГЕТИЧНОГО КОМПЛЕКСУ УКРАЇНИ

За матеріалами наукової доповіді на засіданні
Президії НАН України 4 червня 2014 року

У доповіді зазначено, що науково-технічний супровід ядерної енергетики є надзвичайно важливим і потребує якісного та кількісного поліпшення. Наголошено, що організація наукових досліджень вимагає передусім скоординованої програми співробітництва установ Національної академії наук України з Національною атомною енергогенеруючою компанією «Енергоатом». Заплановано оновити угоду про науково-технічне співробітництво між НАН України та НАЕК «Енергоатом» і розробити заходи з більш активного залучення академічних установ до вирішення проблем розвитку ядерно-енергетичного комплексу України.

Ключові слова: ядерна енергетика, безпечна експлуатація, подовження терміну експлуатації, розроблення нових матеріалів.

Вступ

Згідно з оцінками Міжнародного енергетичного агентства, споживання енергії у світі в XXI ст. зростатиме зі швидкістю приблизно 3% на рік. Визначальними чинниками у використанні різних джерел енергії виступають: запаси енергоресурсів, економічні показники та екологічні наслідки їх використання. Світова економічна кон'юнктура зумовлена насамперед вичерпанням запасів органічного палива, проблемами потепління клімату, збільшенням чисельності населення Землі, різким зростанням світової потреби в електроенергії. На фоні критичного становища у традиційній енергетиці через дефіцит органічного палива, фізичне і моральне старіння устаткування теплових електростанцій, шкідливий вплив їх на екологію навколишнього середовища ядерна енергетика працює досить стабільно і з дотриманням усіх заходів безпеки є найбільш екологічно чистим джерелом енергії.

Сьогодні ядерна енергетика — своєрідний показник спроможності держави розробляти і безпечно експлуатувати новітні технології, використовувати їх для подальшого розвитку країни і поліпшення добробуту її громадян. За даними МАГАТЕ, в 30 країнах світу експлуатується 194 АЕС, на яких працюють 436 ядерних реакторів для виробництва електроенергії загальною потужністю 370 049 МВт. У 14 країнах 66 нових атомних станцій перебувають на стадії будівництва, 17 % світового виробництва електроенергії забезпечується роботою АЕС.

Ядерна енергетика України була і залишається єдиною галуззю електроенергетики, якій у роки незалежності вдалося продовжити поступальний розвиток, не зменшуючи обсягів виробництва, добудувати 3 енергоблоки АЕС, ввести в дію Ташлицьку ГАЕС, побудувати сховище відпрацьованого ядерного палива, забезпечити промисловість і населення екологічно чистою електроенергією. В Україні експлуатуються 4 атомні електростанції загальною встановленою потужністю 13835 МВт. Після введення в 2004 р. другого блоку на Хмельницькій АЕС та четвертого на Рівненській АЕС в Україні діють 15 атомних енергоблоків, у тому числі 13 реакторів ВВЕР-1000 і 2 — ВВЕР-440. Враховуючи динаміку виробництва електроенергії останнього періоду та загальну ситуацію у світовій і вітчизняній економіці, можна припустити, що важлива роль АЕС у забезпеченні енергетичної безпеки України збережеться й у цьому столітті.

Трагічні події на АЕС Фукусіма-1 в Японії 11 березня 2011 р. суттєво загострили протистояння між прихильниками і противниками розвитку атомної енергетики у світі. Вісім країн (Німеччина, Італія, Швейцарія, Японія та ін.) заявили про замороження програм ядерної енергетики, про зупинку робіт з продовження термінів експлуатації працюючих реакторів і можливу відмову від будівництва нових АЕС. Водночас майже 40 країн (Україна, Росія, Фінляндія, Велика Британія, Канада, Литва, Польща, Білорусь, Туреччина, Китай, Індія та ін.) продовжують термін експлуатації енергоблоків наявних АЕС і мають намір будувати нові атомні станції.

МАГАТЕ прогнозує збільшення числа діючих реакторів до 2030 р. від 90 (песимістичний прогноз) до 350 (оптимістичний прогноз), оскільки людство ще не винайшло джерел виробництва більш дешевої (вартість 1 кВт/год, виробленого на АЕС, у кілька разів нижча за ціну на електроенергію, вироблену іншими джерелами) і екологічно чистої електроенергії.

Науково-технічний супровід ядерної енергетики України

Розвиток ядерної енергетики України в оновленій Енергетичній стратегії передбачає продовження на 20 років терміну експлуатації наявних атомних енергоблоків загальною потужністю 11 ГВт (24 млрд грн), будівництво до 2016—2017 рр. третього і четвертого енергоблоків Хмельницької АЕС (40 млрд грн), а також будівництво нових енергоблоків сумарною встановленою потужністю 2—3 ГВт на нових майданчиках (базовий і максимальний сценарій). НАЕК «Енергоатом» пропонує 8 ГВт для базового і 10 ГВт для максимального сценарію. У 2023—2030 рр. передбачено початок будівництва нових атомних блоків для заміщення тих блоків, які будуть виведені з експлуатації після 2030 р. (100 млрд грн), збільшення виробництва електроенергії з 189 млрд кВт/год в 2011 р. до 272 млрд кВт/год в 2030 р. (50 % АЕС).

Враховуючи важливість і наукомісткість проблеми розвитку ядерно-енергетичного комплексу в Україні, за ініціативою президента НАН України Бориса Євгеновича Патона в 2004 р. було створено Відділення ядерної фізики та енергетики (ВЯФЕ) НАН України, головними завданнями якого є:

- подальший розвиток фундаментальних і прикладних досліджень у галузях ядерної фізики, фізики плазми і прискорювачів, радіаційного матеріалознавства, радіаційних технологій і нових ядерно-енергетичних джерел;
- організація та координація спільно з НАЕК «Енергоатом» науково-технічного забезпечення надійного і безпечного функціонування ядерної енергетики України;

- розширення співпраці НАН України з питань ядерної фізики та енергетики із зарубіжними організаціями відповідного профілю, насамперед з інститутами РАН і галузевими організаціями Російської Федерації.

Інститути ВЯФЕ НАН України виконують дослідження з науково-технічного забезпечення ядерно-енергетичної галузі України у кількох важливих напрямках:

- розвиток мінерально-сировинної бази;
- диверсифікація палива;
- створення вітчизняного виробництва ядерного палива;
- безпечна та ефективна експлуатація енергоблоків АЕС;
- подовження терміну експлуатації енергоблоків атомних електростанцій;
- ядерна, радіаційна та екологічна безпека;
- безпечне поводження з відпрацьованим ядерним паливом, радіоактивними відходами;
- удосконалення та розроблення нових конструкційних і функціональних матеріалів.

Визначено перспективи розвитку мінерально-сировинної бази стратегічних мінеральних ресурсів України з виділенням та обґрунтуванням груп і конкретних видів стратегічної мінеральної сировини. Розглянуто всі аспекти створення вітчизняного виробництва ядерного палива в Україні. У світовій практиці є три варіанти забезпечення паливом атомних електростанцій: закупівля ядерного палива на світовому ринку; створення потужностей для виробництва ядерного палива зусиллями національних підприємств і організацій; створення потужностей для виробництва ядерного палива і його елементів шляхом кооперації з іншими країнами. Враховуючи історичний досвід, технологічні та фінансові обмеження, для України оптимальним є третій варіант — максимальний розвиток національного виробництва ядерного палива, але із закупівлею частини послуг, наприклад з конверсії і збагачення урану, на світовому ринку. Розвиток національного виробництва вимагатиме придбання іноземних технологій з виготовлення комплектуючих виробів, паливних таблеток і тепловиділяючих збірок.

Починаючи з 2000 р. Україна намагається системно вирішити проблему залежності від російських поставок палива для АЕС. НАЕК «Енергоатом» і виробник ядерного палива фірма Westinghouse (США) почали реалізацію проекту з кваліфікації американських тепловиділяючих збірок (ТВЗ-В) для реакторів ВВЕР-1000.

Безпечна експлуатація і подовження терміну експлуатації енергоблоків атомних електростанцій

Серед проблем, над розв'язанням яких працюють фахівці академічних та галузевих установ, особливе місце посідають дві — безпечна експлуатація енергоблоків та подовження терміну експлуатації ресурсу корпусів реакторів і основного обладнання АЕС.

Подовження терміну експлуатації енергоблоків АЕС дасть змогу виграти час для розгортання будівництва нових ядерних енергоблоків, тобто подолати нестачу електроенергетичних потужностей у найближчі десятиліття. За проведеними розрахунками, економічний ефект від подовження терміну експлуатації одного блоку на один рік становить близько 1,5 млрд доларів США.

НАН України спільно з НАЕК «Енергоатом» працюють над модернізацією енергоблоків і науково-технічним обґрунтуванням подовження терміну служби енергоблоків. З цією метою розробляються і впроваджуються нові методи діагностики стану матеріалу корпусів ядерних реакторів, основного обладнання і трубопроводів АЕС.

Для безпечної і ефективної експлуатації енергоблоків АЕС розроблено комплексний підхід до досягнення високого ступеня вигорання ядерного палива; виконано цикл досліджень з подовження терміну експлуатації оболонок тепловидільних елементів (ТВЕЛів); спрогнозовано їх поведінку в умовах аварійного зникнення охолоджувальних речовин в активній зоні реактора.

Для підвищення надійності й безпеки перевантаження ядерного палива на українських АЕС розроблено комп'ютерну програму, яка дає

можливість візуалізувати стан активної зони реактора і оперативно реагувати на будь-які відхилення під час її збирання на кожному кроці перевантаження. Програма проходить дослідну експлуатацію на Південно-Українській АЕС.

Виконано аналіз напружено-деформованого стану 5 корпусів реакторів ВВЕР-1000, 24 парогенераторів (зварний шов № 111) і понад 1200 зварних швів трубопроводів турбінного відділення на Запорізькій та Південно-Українській АЕС, на основі якого надано рекомендації й обґрунтовано термін надійної експлуатації зазначеного обладнання.

З використанням технології реконструкції зразків-свідків та визначення радіаційного навантаження корпусу і внутрішньокорпусних пристроїв виконано обґрунтування терміну безпечної експлуатації корпусів реакторів енергоблоків українських АЕС, а саме: блоків № 1; 2; 3; 4 і 6 Запорізької АЕС, № 1 і 3 Південно-Української АЕС і блока № 2 Хмельницької АЕС.

У результаті досліджень в умовах імітаційного опромінення важкими іонами отримано прогноз розпухання сталі X18H10T по перетину вигородки реактора типу ВВЕР-1000 у процесі тривалої експлуатації до 30–60 років. Уперше із застосуванням розробленої емпіричної моделі показано нерівномірність розпухання матеріалу вигородки реактора ВВЕР-1000 на ділянці між охолоджуваними каналами і поверхнею, зверненою до активної зони.

В Інституті ядерних досліджень НАН України є унікальні, єдині в Україні важкі захисні камери (так звані «гарячі» камери). Вони оснащені обладнанням, необхідним для проведення систематичних досліджень зразків-свідків металу корпусів реакторів після опромінення в рідному корпусі. Результати цих досліджень дають інформацію про можливість і термін подальшої безпечної експлуатації корпусу реактора. З метою визначення технічного стану корпусів на основі результатів випробувань зразків-свідків створено і впроваджено на АЕС України сучасні методики дозиметрії опромінених зразків і корпусів реакторів.

В Інституті фізики твердого тіла, матеріалознавства і технологій (ІФТТМТ) ННЦ

ХФТІ для безпосереднього контролю структурного стану та механічних властивостей до і після експлуатації запропоновано технології вирізання темплетів із зовнішньої та внутрішньої поверхні корпусів реакторів і трубопроводів. Розроблено обладнання для дистанційного дослідження основного металу і зварних з'єднань корпусу ядерного реактора методом заглиблення кульового індентора. Дослідження темплетів, вирізаних зі зварних швів головних циркуляційних трубопроводів (ГЦТ) ПУАЕС, РАЕС, ЗАЕС після 100 тис. годин експлуатації, дало змогу науково обґрунтувати можливість подовження терміну служби ГЦТ на наступні 50 тис. годин. На Рівненській АЕС визначено найбільш напружені місця корпусів реакторів та зварних швів енергоблоків, що зазнають найсильнішого впливу нейтронних потоків і потребують регулярного контролю.

Безпечне поводження з відпрацьованим ядерним паливом і радіоактивними відходами

У світі накопичено більш як 200 тис. т відпрацьованого ядерного палива (ВЯП), і щороку до них додається ще 10–12 тис. т. Проблему безпечного і економічно вигідного поводження з ВЯП та радіоактивними відходами (РАВ) у промислових масштабах остаточно не вирішено. За оцінками МАГАТЕ, сьогодні у світі з усієї кількості напрацьованого ВЯП понад 70 % перебуває на тимчасовому зберіганні.

В Україні діє стратегія «відкладеного рішення». Поводження з ВЯП атомних станцій України здійснюється відповідно до Енергетичної стратегії України на період до 2030 року (розпорядження КМ України від 24.07.2013 № 1071), Стратегічних напрямів поводження з відпрацьованим ядерним паливом АЕС України та Плану заходів Мінпаливенерго щодо їх реалізації (наказ Міністерства палива та енергетики України від 13.05.2008 № 261).

До 2030 р. передбачено:

- тимчасове зберігання ВЯП у басейнах витримки АЕС з метою зменшення його залишкового тепловиділення і радіоактивності для

безпечного перевезення ВЯП у сховища довготривалого зберігання;

- безпечну експлуатацію пристанційного сховища «сухого» типу на Запорізькій АЕС;
- будівництво та введення в експлуатацію централізованого сховища для зберігання ВЯП енергоблоків Рівненської, Хмельницької та Південно-Української АЕС (ЦСВЯП).

Згідно з принципами і рекомендаціями МАГАТЕ, найефективнішим, найбезпечнішим і реально здійсненим вирішенням проблеми поводження з ВЯП атомної енергетики та іншими видами високоактивних і довгоживучих РАВ є їх захоронення у глибоких геологічних формаціях з дотриманням принципу багатобар'єрного захисту. У ННЦ ХФТІ виконано комплекс науково-технологічних досліджень з розроблення і створення захисних матеріалів для іммобілізації РАВ на основі фосфатної кераміки складу $\text{CdO}(\text{PO}_4)_6\text{F}_2$ (фторапатит). Виконання проекту стало початком міжнародного співробітництва ННЦ ХФТІ з провідним американським науковим центром — Аргонською національною лабораторією.

Уперше в Україні розроблено метод отримання кераміки на основі Al_2O_3 і ZrO_2 за допомогою шлікерного лиття та використання як вихідних компонентів нанопорошків (розмір частинок 30–50 нм), а також спеціальних диспергуючих додатків. Отримана кераміка характеризується високими показниками межі міцності при вигині і тріщиностійкості та не поступається імпортованим аналогам (наприклад, продукції компанії Dynamic, Велика Британія). Проведено комплексні дослідження з обґрунтування безпечного розміщення РАВ у геологічних масивах українського кристалічного щита. Дослідження радіаційної стійкості гранітоїдів (10^8 рад) показали, що найкращіми є плагіограніти, кварцові сієніти і кварцит.

Цирконій в Україні

Україна має унікальні запаси цирконієвої сировини, посідаючи третє місце у світі після Австралії і ПАР. В Україні є виробничий та науковий потенціал, необхідний для вирішення

завдань забезпечення вітчизняних АЕС цирконієвими складовими для ТВЗ. Вільногірський ГМК виробляє цирконієвий концентрат, а в Дніпродзержинську є завод ДНВП «Цирконій» з виробництва металевого цирконію.

У ННЦ ХФТІ та інших наукових інститутах України протягом тривалого часу проводять матеріалознавчі та технологічні дослідження, спрямовані на обґрунтування створення виробництва цирконієвих сплавів і виробів на їх основі для ядерного палива реакторів ВВЕР.

Уперше в Україні в ННЦ ХФТІ разом з Інститутом титану вивчено процеси отримання експериментальних зразків губки магнієтермічного цирконію з вітчизняної сировини. Досліджено процеси виплавляння сплаву Zr1\%Nb на основі магнієтермічного цирконію в лабораторних умовах. Вивчено поведінку домішок при рафінуванні сплаву Zr1\%Nb методом електронно-променевої плавки. Отримано експериментальні зразки сплаву Zr1\%Nb , які за хімічним складом, структурою і твердістю відповідають вимогам до матеріалів активної зони ядерних реакторів. Використання сплавів на основі магнієтермічного цирконію в елементах конструкцій АЕС дасть можливість збільшити ресурс роботи ядерного палива.

Досліджено еволюцію петель <c>-типу в цирконієвих сплавах при опроміненні іонами Zr за температури 390°C. Встановлено, що утворення вакансійних петель <c>-типу в базисних площинах приводить до орієнтовано спрямованого переносу атомів речовини на призматичні площини і, як наслідок, — формозміни матеріалу. Порівняння відносних переміщених об'ємів досліджених цирконієвих сплавів дозволяє зробити висновок, що сплав E-110 найбільш схильний до формозміни під опроміненням, а сплав E-635 має значний радіаційний опір цьому явищу в дослідженому інтервалі умов опромінь.

Для забезпечення надійності та довговічності виробів з цирконію для реакторів типу ВВЕР створено бездефектні наноструктурні радіаційно стійкі покриття (багатокомпонентні, на основі цирконію) з високими механічними та корозійними властивостями, які забезпечать

довговічність і цілісність оболонок ТВЕЛів при експлуатації їх в аварійній ситуації під час нагрівання до 1100 °С.

Отже, вперше розглянуто проблему в комплексі: від видобування, перероблення, отримання цирконієвих матеріалів до дослідження їх фізико-механічних властивостей і поведінки в умовах радіаційного впливу.

Слід зазначити, що на сьогодні ситуація з виробництвом цирконію в Україні є такою:

- Постановою № 37 КМ України завод ДНВП «Цирконій» з січня 2011 р. позбавлено державного фінансування;
- Інститут титану, який має забезпечувати магністермічне відновлення хлориду цирконію до губки, не фінансується в належному обсязі;
- обладнання для виробництва цирконієвих сплавів (дугові печі) не придбано;
- завод прецизійних труб (основне прокатне виробництво) перебуває на стадії санації;
- науковий супровід і фінансування цирконієвої програми з боку Міненерговугілля практично відсутні.

Якщо найближчим часом ситуація з цирконієвим виробництвом в Україні не зміниться, то ми повністю залежатимемо від інших країн щодо поставки цирконієвих комплектуючих для ядерного палива.

Розроблення нових конструкційних і функціональних матеріалів

Досягнення цілей, поставлених в Енергетичній стратегії України, неможливе без вирішення відповідних матеріалознавчих завдань — розроблення нових класів радіаційно-стійких матеріалів і модифікації наявних, оскільки саме поведінка конструкційних матеріалів ядерних реакторів великою мірою визначає безпечну й економічну роботу атомних станцій та інноваційних ядерних систем.

Розроблення радіаційно-толерантних матеріалів і досягнення високого вигоряння ядерного палива є важливим науково-технічним викликом і має високий ступінь технологічної імплементації.

Роль конструкційних матеріалів полягає не лише в забезпеченні стабільності геометрії ак-

тивної зони на весь період експлуатації, передусім ТВЗ і ТВЕЛів, а й в утриманні всередині ТВЕЛа продуктів поділу палива, збереженні працездатності органів системи управління та захисту (СУЗ) та забезпеченні мінімальних наслідків можливих аварійних ситуацій, тобто, по суті, у вирішенні ключових питань безпеки реакторної установки.

Досягнення високих вигорянь палива обмежується радіаційною стійкістю матеріалів оболонок і чохлах ТВЗ, а термін експлуатації реакторів на теплових нейтронах — ресурсом матеріалів корпусів і внутрішньокорпусних пристроїв.

Розроблення конструкційних матеріалів наявних і перспективних ядерних установок є надзвичайно складною науково-технічною проблемою, розв'язання якої забезпечує радіаційне матеріалознавство. Сьогодні основу світової ядерної енергетики становлять реактори на теплових нейтронах, охолоджувані водою під тиском або киплячою водою (ВВЕР-440, ВВЕР-1000, PWR, BWR). Реактори на швидких нейтронах з паливним циклом на принципах самозабезпечення та нерозповсюдження ядерних матеріалів (БН-600, БН-800, БРЕСТ та ін.) є перспективними для широкомасштабної ядерної енергетики у другій половині нинішнього століття.

Аустенітні нержавіючі сталі в реакторах на теплових нейтронах використовують як оболонки, а також як матеріали для внутрішньокорпусних пристроїв. Для реакторів на швидких нейтронах, що працюють за вищих температур і енергонапруженості, аустенітні жароміцні сталі в холоднодеформованому стані застосовують для виготовлення оболонок ТВЕЛів. Концептуальні проекти термоядерного реактора припускають використання як матеріалу першої стінки нержавіючих аустенітних сталей.

В ІФТТМТ розроблено експериментальну технологію отримання наноструктурованої дисперсно-зміцненої оксидами (ДЗО) сталі Х18Н10Т. Оптимізовано склад оксидного нанопорошку, режими механічного сплавлення порошків і механіко-термічної обробки аустенітної ДЗО-сталі Х18Н10Т. Порівняльні дослідження структури, механічних та інших

властивостей сталей X18H10T і X18H10T-ДЗО показали, що розроблена ДЗО-сталь має високу щільність ($\sim 10^{16}$ см⁻²) нанорозмірних (~ 9 нм) оксидних виділень. Міцнісні параметри ДЗО-сталі в $\sim 3,5$ рази вищі, ніж у базової сталі. За температури максимуму розпухання стійкість до радіаційного розпухання сталі X18H10T-ДЗО в 2,5 рази вища порівняно з X18H10T. Встановлено позитивну роль оксидних частинок у посиленні рекомбінації полярних точкових дефектів при опроміненні.

Є різні міжнародні програми, спрямовані на розроблення перспективних реакторів 4-го покоління, а також термоядерних реакторів. Американська компанія TerraPower розробляє нову концепцію реактора на швидких нейтронах під назвою Traveling Wave Reactor (TWR) – реактор на біжучій хвилі. Концепція реактора використовує принцип «напрацьовуй і спалюй», запропонований російським ученим Фейнбергом у 1958 р. Такий реактор може виробляти більше енергії, ніж можна отримати в теплових реакторах. Як матеріал пального використовується або збіднений, або природний уран. Плановане вигорання палива в цьому реакторі 20, а можливо, і 30%. За такого рівня вигорання палива пошкодуючі дози становитимуть 400–500 зміщень на атом (зна), що, в свою чергу, потребує дослідження кандидатних матеріалів за надвисоких доз опромінення. Для перспективних реакторів 4-го покоління, термоядерних реакторів, а також реактора TWR як матеріал оболонки передбачається використовувати феритно-мартенситну сталь – матеріал, найменш схильний до розпухання за великих доз опромінення.

У ННЦ ХФТІ досліджено розпухання промислових феритно-мартенситних сталей ЕП-450 і НТ-9 російського і американського виробництва відповідно при опроміненні їх іонами хрому до великих доз. Реалізовано можливість високодозового опромінення і проведено дослідження розпухання феритно-мартенситних сталей ЕП-450 і НТ-9 під опроміненням металевими іонами Cr³⁺ (1,8 МеВ) до доз 500 зна в інтервалі температур 430–550°C. Методика опромінення важкими іонами давно впроваджена і дала багато корисних результатів у ви-

вченні механізмів радіаційного пошкодження і відборі перспективних матеріалів для реакторобудування. Крім того, сьогодні у світі це єдиний спосіб, що дозволяє досягати надвисоких доз опромінення.

Заключні зауваження

НАН України вважає за доцільне запропонувати НАЕК «Енергоатом» продовжити науково-технічне співробітництво, оновити перелік першочергових робіт НАН України для забезпечення стабільного функціонування діючих енергоблоків АЕС України та передбачити заходи з активнішого залучення академічних установ до вирішення проблем розвитку ядерно-енергетичного комплексу України.

Для забезпечення безпечного функціонування ядерної енергетики країни, підвищення її економічної ефективності необхідні подальші дослідження і розроблення в таких напрямках:

- модернізація та реконструкція ядерних енергоблоків з метою підвищення їх безпеки і забезпечення ефективної експлуатації діючих енергоблоків і всього обладнання АЕС;
- створення нових систем діагностики обладнання, наукове обґрунтування та розроблення нормативних документів для подовження терміну безпечної роботи енергоблоків на 10–15 років;
- продовження робіт з геологорозвідки сировинних ресурсів урану, торію та інших елементів, необхідних для розвитку ядерних технологій;
- реалізація заходів щодо поводження з відпрацьованим ядерним паливом і радіоактивними відходами, забезпечення будівництва централізованого сховища ВЯП та високоактивних РАВ у Чорнобильській зоні;
- дослідження та розроблення ядерно-енергетичних установок четвертого покоління з високою ефективністю і гарантованою керованістю;
- розроблення перспективних матеріалів для підвищення ефективності і надійності обладнання ядерної енергетики.

Вкрай важливими завданнями, як і раніше, є створення національної системи науково-

технічної та проектно-конструкторської підтримки ядерно-енергетичного комплексу, призначення провідних (головних) наукових (експертно-аналітичних) організацій з окремих проблем ядерної енергетики та промисловості.

Установи Відділення ядерної фізики та енергетики НАН України і ряд інститутів інших відділень готові взяти активну участь у науково-технічному супроводі безпечного функціонування і розвитку ядерно-енергетичного комплексу України.

СПИСОК ЛІТЕРАТУРИ

1. *Воеводин В.Н., Неклюдов И.М.* Эволюция структурно-фазового состояния и радиационная стойкость конструкционных материалов. — К.: Наук. думка, 2006. — 375 с.
2. *Неклюдов И.М.* Проблемы работоспособности материалов основного оборудования АЭС Украины // Прогресивні технології: у 2-х т. — К.: Академперіодика, 2003. — Т. 1. — С. 277–295.
3. Ядерная энергетика. Обращение с отработанным ядерным топливом и радиоактивными отходами / под ред. И.М. Неклюдова. — К.: Наук. думка, 2006. — 253 с.
4. *Воеводин В.Н.* Конструкционные материалы ядерной энергетики — вызов 21 века // Вопросы атомной науки и техники. — 2007. — № 2. — С. 10–22.
5. *Белоус В.А., Воеводин В.Н., Змий В.И. и др.* Современный статус конструкционных материалов ядерных реакторов: препринт ХФТИ 2013-1. — Харьков: ННЦ ХФТИ, 2013. — 76 с.

В.Н. Воеводин

Институт физики твердого тела, материаловедения и технологий
ННЦ «Харьковский физико-технический институт» НАН Украины
ул. Академическая, 1, Харьков, 61108, Украина

АКТУАЛЬНЫЕ ПРОБЛЕМЫ НАУЧНО-ТЕХНИЧЕСКОГО СОПРОВОЖДЕНИЯ БЕЗОПАСНОГО ФУНКЦИОНИРОВАНИЯ И РАЗВИТИЯ ЯДЕРНО-ЭНЕРГЕТИЧЕСКОГО КОМПЛЕКСА УКРАИНЫ

В докладе отмечено, что научно-техническое сопровождение ядерной энергетики является чрезвычайно важным и требует качественного и количественного улучшения. Подчеркивается, что организация научных исследований нуждается, прежде всего, в скоординированной программе сотрудничества учреждений Национальной академии наук Украины с Национальной атомной энергогенерирующей компанией «Энергоатом». Планируется обновить соглашение о научно-техническом сотрудничестве между НАН Украины и НАЭК «Энергоатом» и разработать мероприятия по более активному привлечению академических учреждений к решению проблем развития ядерно-энергетического комплекса Украины.

Ключевые слова: ядерная энергетика, безопасная эксплуатация, продление термина эксплуатации, разработка новых материалов.

V.M. Voyevodin

Institute of Solid-State Physics, Materials Science and Technologies of National Science Center
Kharkov Institute of Physics and Technology of National Academy of Sciences Ukraine
1 Akademicheskaya St., Kharkov, 61108, Ukraine

ACTUAL PROBLEMS OF SCIENTIFIC AND TECHNICAL SUPPORT OF SAFE OPERATION AND DEVELOPMENT OF THE NUCLEAR POWER COMPLEX OF UKRAINE

In the communication it is noted that the scientific and technical support of nuclear energy is extremely important and requires the qualitative and quantitative improvement. It is noted that the organization of scientific research requires primarily the coordinated program of cooperation of institutions of NAS of Ukraine with National Nuclear Energy Generating Company “Energoatom”. It is supposed to update the agreement on scientific and technical cooperation between the NAS of Ukraine and NNEGC “Energoatom” and to develop measures for greater involvement of academic institutions in solving the problems of development of nuclear power complex of Ukraine.

Keywords: nuclear power, safe operation, life extension, development of new materials.