



**КРАСНОРУЦЬКИЙ  
Володимир Семенович** —  
кандидат фізико-математичних  
наук, директор Науково-  
технічного комплексу «Ядерний  
паливний цикл» Національного  
наукового центру «Харківський  
фізико-технічний інститут»

## ПРОБЛЕМИ БЕЗПЕКИ АЕС, ЯДЕРНОГО ПАЛИВНОГО ЦИКЛУ ТА ДИВЕРСИФІКАЦІЇ ДЖЕРЕЛ ПОСТАЧАННЯ ЯДЕРНОГО ПАЛИВА УКРАЇНИ

Стенограма наукової доповіді на засіданні  
Президії НАН України 19 квітня 2017 року

*У доповіді комплексно розглянуто актуальні проблеми ядерного паливного циклу та безпеки ядерних енергоблоків АЕС України, зокрема питання диверсифікації ядерного палива для водо-водяних енергетичних реакторів (ВВЕР-1000) і розширення експлуатації модернізованого ядерного палива виробництва компанії «Westinghouse». Забезпечення енергетичної незалежності України потребує активізації робіт з фізики реакторів, науково-технічного супроводу використання альтернативних видів ядерного палива, подовження термінів експлуатації реакторних блоків, розроблення та впровадження нових циклів роботи реакторів, а також заходів, спрямованих на створення власного промислового виробництва ядерного палива та довготривалих сховищ високоактивних відходів.*

Шановний Борисе Євгеновичу!  
Шановні члени Президії!

Ядерна енергетика — це поєднання передових досягнень науки і шляхів вирішення проблем, зумовлених потенційною небезпекою роботи з ядерним паливом на всіх етапах ядерного паливного циклу. Ядерне паливо є основою, так би мовити, «економіки» атомної енергетики.

Загальна схема ядерного паливного циклу (ЯПЦ) складається з трьох основних стадій:

1) *виробництво ядерного палива* — видобуток уранової руди, збагачення природного урану ізотопом  $^{235}\text{U}$ ; виготовлення комплектуючих із конструкційних матеріалів, складання тепловидільних елементів (твелів) і тепловидільних збірок (ТВЗ);

2) *експлуатація ядерного палива* — вхідний контроль тепловидільних збірок, використання їх у робочому режимі ядерного реактора, тимчасове зберігання відпрацьованого ядерного

палива у резервуарах, заповнених водою, — так званих басейнах витримки;

3) *поводження з відпрацьованим ядерним паливом* — транспортування і зберігання відпрацьованого ядерного палива, його перероблення і кондиціонування; захоронення високоактивних відходів.

Є два види ядерного паливного циклу — відкритий і замкнений. За відкритого ЯПЦ відпрацьоване ядерне паливо використовується одноразово, не переробляється і підлягає остаточному захороненню у геологічних формаціях. У разі замкненого ЯПЦ використане ядерне паливо переробляють радіохімічними методами, вилучають з нього уран, у тому числі  $^{235}\text{U}$ , і напрацьований плутоній, які далі застосовують у виробництві ядерного палива для повторного використання.

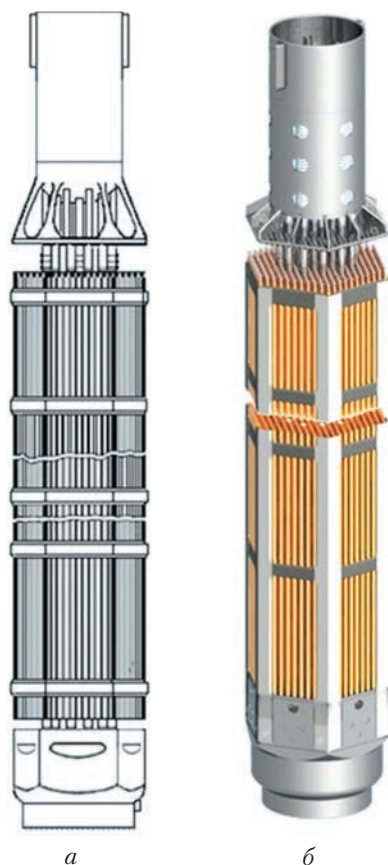
За часів Радянського Союзу на всі АЕС України постачалося ядерне паливо, вироблене на території Росії, і після здобуття незалежності наша країна залишилася без власного виробництва ядерного палива. Монопольне становище Російської Федерації у забезпеченні найважливішої стадії ядерного паливного циклу суперечило економічним інтересам і національній енергетичній безпеці України, а тому гостро постало питання пошуку альтернативного постачальника тепловидільних елементів для роботи вітчизняних атомних станцій або організації власного промислового виробни-

цтва ядерного палива. У 1999 р. в рамках Виконавчої угоди між урядом України та урядом Сполучених Штатів Америки стосовно проекту кваліфікації ядерного палива для України на базі Національного наукового центру «Харківський фізико-технічний інститут» було створено Центр проектування активних зон (ЦПАЗ). Фахівці цього підрозділу пройшли в компанії «Westinghouse» навчання з методологічних основ проектування активних зон і обґрунтування безпеки роботи ядерного палива в активних зонах реакторів. У результаті виконання цього проекту було розроблено конструкції і технології виробництва альтернативних варіантів твелів і тепловидільних збірок для реакторів ВВЕР-1000, виготовлено дослідні партії збірок і проведено їх реакторні випробування на третьому блоці Южно-Української атомної електростанції. На основі розрахунків і результатів дослідно-промислової експлуатації проектні параметри розробленого палива, працездатність твелів і тепловидільних збірок, а також безпеку їх експлуатації було підтверджено впродовж 4-річного паливного циклу. Крім того, розроблено підходи та систему виконання вимог Державної інспекції ядерного регулювання України для отримання дозволу на експлуатацію нових модифікацій ядерного палива.

За результатами виконання проекту ДП НАЕК «Енергоатом» розробив Програму ро-

**Таблиця 1. Блоки АЕС України, призначені для використання модернізованого ядерного палива, і терміни експлуатації блоків**

АЕС	Блоки	Встановлена потужність, МВт	Проектний строк завантаження палива ТВЗ-WR	Термін експлуатації, до	Подовження строку експлуатації, до
Запорізька	1	1000	2017-TB3-WR	23.12.2015	2025
	3	1000	2017-TB3-WR	05.03.2017	
	4	1000	2017-TB3-WR	04.04.2018	
	5	1000	2016-TB3-WR 2017-TB3-WR	27.05.2020	
Южно-Українська	2	1000	2017-TB3-WR	12.05.2015	2025
	3	1000	2005-TB3-W	10.02.2020	
			2015-TB3-WR 2016-TB3-WR 2017-TB3-WR		



**Рис. 1.** Тепловидільні збірки ТВЗА (а) і ТВ3-WR (б), які експлуатуються на АЕС України

біт з впровадження модернізованого ядерного палива (ТВ3-WR) виробництва компанії «Westinghouse» на енергоблоках АЕС України, якою передбачено впровадження нового ядерного палива на 6 енергоблоках АЕС України — на чотирьох атомних блоках Запорізької АЕС і на двох блоках Южно-Української АЕС (табл. 1). Це дуже велике і складне комплексне завдання, яке потребує поєднання зусиль різних фахівців. Тому для більш ефективної координації робіт було створено штаб і робочу групу контролю за виконанням Програми на чолі з президентом НАЕК «Енергоатом» Ю.О. Недашковським. Слід зазначити, що всі роботи за Програмою виконуються чітко за графіком, без жодного відхилення від встановлених термінів. Результатом виконання усіх заплано-

ваних робіт за Програмою має стати дозвіл на промислову експлуатацію системи моніторингу активної зони реактора (BEACON) для Запорізької АЕС в умовах «змішаного» завантаження активної зони і ліцензія на експлуатацію в Україні ядерного палива альтернативного постачальника в реакторах ВВЕР-1000. Це дозволить нашій державі бути вільною у виборі постачальників ядерного палива для власних АЕС (рис. 1).

Далі я дуже стисло розповім про роботи, пов'язані з обґрунтуванням безпеки експлуатації ядерного палива виробництва фірми «Westinghouse» в активних зонах реакторів ВВЕР-1000, причому зупинюся лише на тих з них, в яких у проєкті кваліфікації ядерного палива для України беруть участь співробітники ННЦ ХФТІ. Отже, послідовність дій є такою:

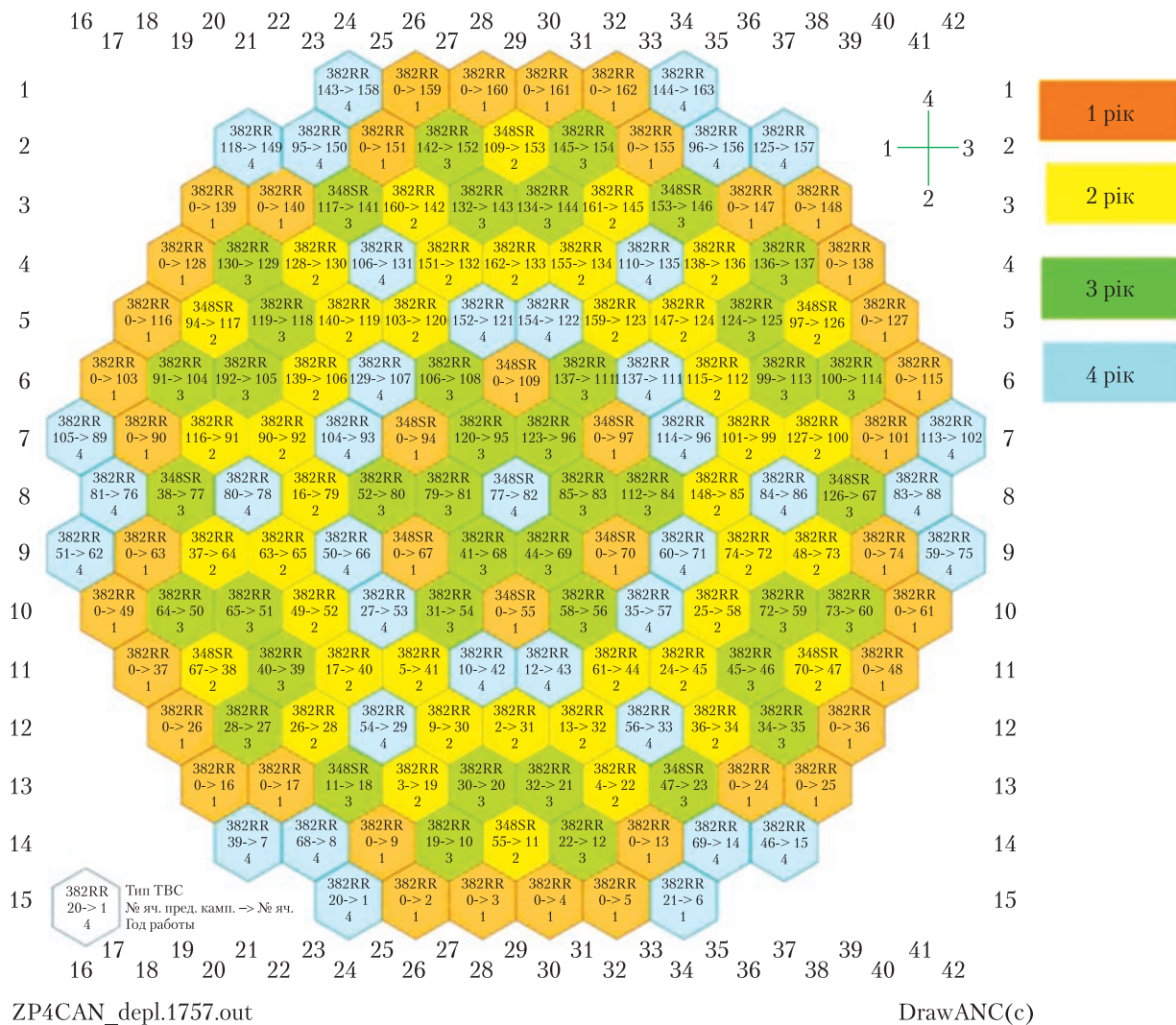
1. На першому етапі здійснюється проєктування активних зон для завантажень паливом, визначаються ступінь збагачення урану, номенклатура тепловидільних збірок для завантаження, фізичні характеристики активної зони (градієнти потоку нейтронів, параметри тепловиділення в паливі, градієнти температур у твелах та в активній зоні, температура і тиск гідравлічного потоку теплоносія, його перетоки, радіаційні формозміни — радіаційне зростання, розпухання, повзучість тощо, корозія матеріалів, напруження, що виникають у твелах і тепловидільних збірках), схема розміщення ТВЗ, тривалість циклу та ін. (рис. 2).

2. Далі виконується механічне проєктування, визначення параметрів підтиснення тепловидільних збірок, розраховуються і визначаються теплогідравлічні і теплофізичні характеристики активної зони, твелів, тепловидільних збірок.

3. Наступний етап робіт пов'язаний з модернізацією системи внутрішнього реакторного контролю (СВРК-М).

4. Прийомка палива, випуск додаткових обґрунтувань безпеки поведінки з ТВ3-WR.

5. Перед кожним завантаженням «свіжим» паливом здійснюється огляд стану твелів і тепловидільних збірок після циклу роботи в активній зоні реактора з використанням штатних



**Рис. 2.** Розроблена стаціонарна загрузка з ТВЗ-W

пристроїв і стенду інспекції і ремонту палива (СІРП).

6. Здійснюється обґрунтування завантажень палива з використанням результатів обстеження палива, яке було відпрацьовано в попередньому циклі.

7. Проводяться розрахунки нейтронного потоку на корпус реактора.

8. Здійснюється аналіз параметрів безпеки (аналіз проектних аварій).

9. На завершальному етапі виконується коригування експлуатаційної документації в

складі технічного рішення (технологічного регламенту безпечної експлуатації – ТРБЕ).

Серед робіт, що виконує Центр проектування активних зон щодо науково-технічного супроводу поширення досвідної експлуатації ТВЗ-WR, слід відзначити розроблення та надання до Держатомрегулювання технічного рішення про впровадження ТВЗ-WR і попереднього звіту з аналізу безпеки (ПЗАБ) в частині, що стосується аналізу результатів у вигляді змін/доповнень до відповідних документів «пілотної» модифікації енергоблока; аналізу



ядерної безпеки при поводженні зі «свіжим» і відпрацьованим ядерним паливом; аналіз ядерно-фізичного проектування перехідних і стаціонарних паливних завантажень; теплогідравлічного аналізу стаціонарних режимів нормальної експлуатації активної зони; аналізу порушень нормальної експлуатації та проектних аварій; оцінки впливу впровадження ТВЗ-WR на радіаційне навантаження корпусу реактора (виконується один раз для «щільного» енергоблока і враховується при прогнозі всіх перехідних і стаціонарних завантажень з ТВЗ-WR, ґрунтуючись на раніше виконаних розрахунках для енергоблока № 3 Южно-Української АЕС). Крім того, ЦПАЗ розробляє і надає до Держатомрегулювання висновки про склад та експлуатацію паливного завантаження і звіти з обґрунтування безпеки перезавантаження для планованого паливного завантаження енергоблоків з ТВЗ-WR; розробляє послідовності завантаження/вивантаження тепловидільних збірок у реакторі для перезавантаження активної зони.

У Центрі проектування активних зон здійснюються також роботи з підвищення потуж-

ності і подовження ресурсу роботи реакторних блоків, що працюють з паливом компанії «Westinghouse». Що стосується підвищення потужності реакторних блоків, то було виконано оцінки можливості збільшення потужності (до ~10 % від номінальної); розроблено паливні цикли зі зниженим потоком нейтронів на корпус реактора; зі збільшеною тривалістю паливної кампанії. З метою подовження ресурсу роботи реакторних блоків уперше в Україні розроблено моделі активної зони реактора ВВЕР-1000 для монте-карловського коду MCNPX, засновані на реальних паливних завантаженнях, що враховують ступінь вигорання і температуру палива, а також повисотну щільність сповільнювача; проведено розрахунки полів енерговиділення у внутрішньореакторних пристроях у результаті впливу нейтронів, миттєвого і запізненого  $\gamma$ -випромінювання; розроблено методіку для розрахунку флюенсу і оцінки тепловиділення внутрішньокорпусних пристроїв.

Зараз в Україні на чотирьох атомних електростанціях експлуатуються 15 енергоблоків (13 – ВВЕР-1000 і 2 – ВВЕР-440) із загальною встановленою потужністю 13 835 МВт. Поточний стан справ щодо ресурсу роботи цих реакторних блоків наведено в табл. 2.

Слід зазначити, що у вирішенні завдань з подовження ресурсу роботи блоків українських АЕС активну участь бере ціла низка установ НАН України: Інститут електрозварювання ім. Є.О. Патона, Інститут ядерних досліджень, Інститут проблем матеріалознавства ім. І.М. Францевича, ННЦ ХФТІ. З метою координації зусиль, спрямованих на подовження ресурсу роботи блоків АЕС, постає потреба у визначенні провідної організації з цього напрямку та посиленні робіт з фізики реакторних систем.

У ННЦ ХФТІ багато уваги приділяється роботам з розроблення і організації виробництва в Україні елементів для активних зон ядерних установок і проведення випробувань для обґрунтування надійності і безпеки роботи ядерного палива. Наприклад, зрозуміло, що робота ядерного реактора неможлива без системи

**Таблиця 2. Ресурс роботи енергоблоків українських АЕС**

АЕС	Енерго-блоки	Термін експлуатації, до	Подовження термінів
Запорізька	1	23.12.2015	До 2025
	2	19.02.2016	До 2026
	3	05.03.2017	Ведуться роботи
	4	04.04.2018	Ведуться роботи
	5	27.05.2020	Підготовчі роботи
	6	21.10.2026	—
Южно-Українська	1	02.12.2013	До 2023
	2	12.05.2015	До 2025
	3	10.02.2020	Підготовчі роботи
Рівненська	1	22.12.2010	До 2030
	2	22.12.2011	До 2031
	3	11.12.2017	Ведуться роботи
	4	07.06.2035	—
Хмельницька	1	13.12.2018	Ведуться роботи
	2	07.09.2035	—

регулювання і захисту активної зони, основою якої є пели — поглинаючі елементи (стрижні) системи управління і захисту, які Україна імпортує з Російської Федерації (рис. 3). Крім того, пели застосовуються у контейнерах «сухого» зберігання відпрацьованого ядерного палива. За завданням ДП НАЕК «Енергоатом» у ННЦ ХФТІ поетапно проводяться роботи з розроблення нейтрон-поглинальних матеріалів і пелів на їх основі. На сьогодні на першому етапі розгортання робіт з цього напрямку вже виготовлено 8500 пелів для вентильованих контейнерів зберігання сухого сховища відпрацьованого ядерного палива (ССВЯП) на Запорізькій АЕС. Організація в Україні власного виробництва пелів дозволила відмовитися від закупівель їх у Росії, що забезпечило економічний ефект на рівні приблизно 14,4 млн грн на рік.

На другому етапі виконуються роботи з розроблення пелів і поглинаючих стрижнів системи управління і захисту (ПС СУЗ) для реакторів ВВЕР-1000 (рис. 4). Фахівці НТК «Ядерний паливний цикл» ННЦ ХФТІ здатні створити пели, що забезпечують будь-які режими регулювання реакторів та оптимізують фізичні процеси в них. Другий етап робіт передбачено завершити розробленням технічного проекту ПС СУЗ і виготовленням їх дослідних партій для реакторних випробувань у 2019–2020 рр. Після успішного проведення реакторних випробувань виробництво пелів і ПС СУЗ планується налагодити на ВП «Атоменергомаш» НАЕК «Енергоатом».

Ядерна підкритична установка «Джерело нейтронів» є унікальною інноваційною установкою, яка за своїми технічними характеристиками на сьогодні не має аналогів у світі. Проектом у ній передбачено використання твелів і ТВЗ, виготовлених у Російській Федерації. В ННЦ ХФТІ було розроблено конструкції і технології виготовлення нових варіантів твелів і ТВЗ для цієї установки (рис. 5). Зараз ННЦ ХФТІ разом з Інститутом ядерних досліджень НАН України готуються до проведення реакторних випробувань у дослідному реакторі ВВР-М теплови-

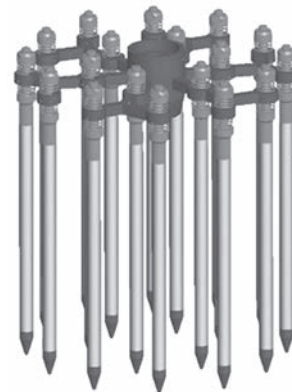


Рис. 3. Поглинаючі стрижні системи управління і захисту (ПС СУЗ) для реакторів ВВЕР-1000

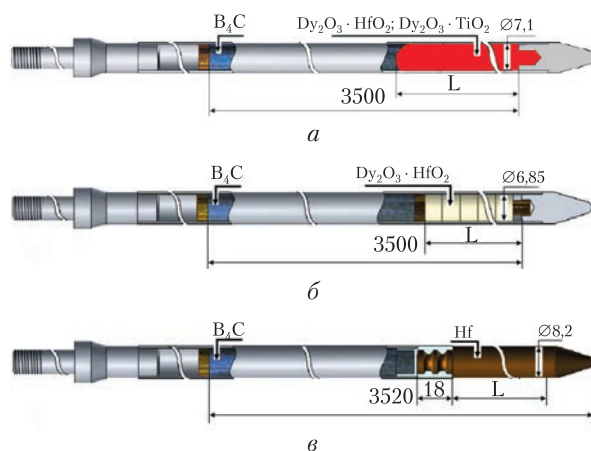


Рис. 4. Конструкція ПЕЛ ПС СУЗ реактора ВВЕР-1000: а — варіанти I, II, III з порошковими поглиначами; б — варіант IV, в якому п,γ-поглинач виконано у вигляді таблеток; в — варіант V, в якому використано гафнієвий стрижень  $\varnothing 8,2$  мм

дільної збірки ТВЗ-Х, призначеної для цієї установки. Здійснюються нейтронно-фізичні і теплогідрравлічні розрахунки водо-водяного модернізованого реактора для вибору комплектування активної зони, що задовольняє усім вимогам з безпеки.

За проблемою, пов'язаною з обґрунтуванням безпеки роботи ядерного палива, в ННЦ ХФТІ розроблено установки і методики позареакторних випробувань матеріалів, пелів і твелів за параметрів, що відповідають нормальним умовам експлуатації, порушенню нормальних



**Рис. 5.** Тепловідільні збірки ТВЗ-Х для ядерної підкритичної установки «Джерело нейтронів»

умов експлуатації, а також проектним і запроектованим (тяжким, таким, що супроводжуються розплавленням палива) аваріям.

Шановні колеги! Вважаю за необхідне коротко сказати про нинішній стан і економіку ядерного паливного циклу України.

З першої початкової стадії ядерного паливного циклу в Україні наявне лише видобування урану (~800 т/рік) у вигляді сировини. Усі інші операції (збагачення, виготовлення конструкційних матеріалів, твелів, пелів, ТВЗ) здійснюються як послуги за кордоном. Існує намір створити в Україні завод з виготовлення ядерного палива для реакторів ВВЕР-1000.

На завершальній стадії перебуває вирішення проблеми поводження з відпрацьованим ядерним паливом (ВЯП). Частина ВЯП реакторів ВВЕР-1000 зберігається в «сухих» сховищах (на Запорізькій АЕС), решта – відправляється на зберігання в РФ з подальшим його переробленням і поверненням в Україну радіоактивних відходів (РАВ) та цінних продуктів переробки. Зараз триває процес створення централізованого сховища ВЯП в Україні.

Загалом в Україні реалізується, так би мовити, «відкладене рішення» щодо використання ВЯП в ядерному паливному циклі. Проте переробка ВЯП реакторів типу ВВЕР і повернення в Україну вилучених з нього урану і плутонію ставить нагальне питання – в якому ядерному паливному циклі і на яких реакторах потрібно реалізувати вилучений уран і плутоній у середньостроковій перспективі.

У світовій практиці сьогодні розглядають варіанти ЯПЦ зі швидкими реакторами в структурі атомної енергетики.

У табл. 3 наведено оцінку вартості електроенергії, виробленої в Україні для ЯПЦ з використанням урану і плутонію, отриманих у процесі переробки ВЯП реакторів ВВЕР-1000 з урахуванням завершення ЯПЦ кондиціонуванням і видаленням високорадіоактивних відходів у геологічні формації. Основні результати аналізу наведених даних свідчать про те, що, по-перше, тариф на електроенергію, яка виробляється на АЕС України, є заниженим і не відповідає всім витратам на реалізацію ядерного паливного циклу, а по-друге, найбільш економічним на сьогодні видається відкритий ЯПЦ. Не виключено, що конкурентом його може бути замкнений тандем «реактори ВВЕР – швидкі реактори», але це ще потрібно довести практикою, розробленням і обґрунтуванням усіх етапів цього потенційно перспективного паливного циклу.

Забезпечення успішної експлуатації АЕС і розвитку атомної енергетики України потребують вироблення державними органами влади стратегічного підходу до вирішення цілої низки першорядних проблемних питань, таких як:

- розширення експлуатації альтернативного ядерного палива на АЕС України;
- підвищення потужності ядерних блоків;
- дослідження роботи реакторних блоків у режимах регулювання потужності;
- перехід на 18- і 24-місячні цикли роботи реакторних блоків;
- вибір і обґрунтування типів реакторів (легководні реактори, швидкі реактори з натрієвим чи свинцевим носієм), які необхідно

Таблиця 3. Вартість електроенергії для різних видів ядерного паливного циклу

	Паливна складова		Повні витрати	
	коп. за кВт·год	центи за кВт·год	коп. за кВт·год	центи за кВт·год
Тариф для АЕС в Україні			48	1,78
Вартість кВт·год для АЕС у світі			101–125	3,7–4,6
Відкритий ЯПЦ з реакторами ВВЕР-1000	21,3	0,784	142,22	5,23
ВВЕР-1000. Використання U і Pu, одержаних від АТ «ТВЕЛ»	18,17–33,21	0,673–1,23	121,14–221,4	4,49–8,2
ВВЕР-1000. Використання U і Pu, одержаних при переробці на Заході	29,97–65,61	1,11–2,43	199,8–437,4	7,4–16,2
Швидкий реактор (натрієвий). Використання U і Pu, одержаних при переробці ВЯП ВВЕР	18,5–38,61	0,687–1,43	185,49–386,1	6,87–14,3

вводити в структуру ядерної енергетики України у середньо- і довгостроковій перспективі;

- подовження терміну експлуатації реакторних блоків;
- поведіння з відпрацьованим ядерним паливом на завершальній стадії ядерного паливного циклу;
- вибір геологічних формацій для створення довготривалих сховищ високоактивних відходів;
- створення в Україні заводу з виготовлення ядерного палива для реакторів ВВЕР.

Отже, для ефективного виконання завдань із забезпечення стабільної роботи ядерного паливного циклу, своєчасного вирішення основних проблем розвитку ядерної енергетики України та особливо з огляду на те, що сьогодні в ядерній енергетиці України повноцінна галузева наука відсутня, необхідно налагодити більш тісну взаємодію між експлуатуючою організацією ДП НАЕК «Енергоатом» і профільними установами НАН України, які мають значний потенціал з науково-технічного супроводу ядерної енергетики (ННЦ ХФТІ, Інститут

ядерних досліджень, Інститут проблем безпеки атомних електростанцій, Інститут електрозварювання ім. Є.О. Патона, Інститут проблем міцності ім. Г.С. Писаренка, Інститут металофізики ім. Г.В. Курдюмова, Інститут проблем матеріалознавства ім. І.М. Францевича, Інститут геохімії навколишнього середовища).

Найближчим часом Україні необхідно розробити концепцію ядерного паливного циклу, визначитися зі стратегією поведіння з відпрацьованим ядерним паливом на завершальній стадії ядерного паливного циклу, чітко сформулювати завдання з пошуку і обґрунтування геологічних формацій та створення сховищ для довготривалого зберігання високоактивних відходів. Міністерству енергетики та вугільної промисловості України та Національній академії наук України доцільно визначити і затвердити провідні (головні) наукові організації з супроводу функціонування і розвитку ядерної енергетики України.

Дякую за увагу!

*За матеріалами засідання підготувала О.О. МЕЛЕЖИК*