

Коментар до статті С. В. Бегуна та С. В. Широкова «Реактори, що базуються на технології CANDU»

Стаття С. В. Бегуна та С. В. Широкова «Реактори, що базуються на технології CANDU», яка опублікована у випуску 1.2012 журналу «Ядерна та радіаційна безпека», містить вільні оцінки і твердження, які призвели до необгрунтованого висновку щодо характеристик сучасних реакторів CANDU. Зупинимося лише на деяких, найбільш помилкових, на перший погляд, оцінках та твердженнях:

1. «Як один з варіантів, що пропонувався дослідити рішенням Ради національної безпеки і оборони України від 1 лютого 2008 р. “Про безпеку ядерної енергетики держави”, затвердженням Указом Президента України № 156/2008 від 25 лютого 2008 р., є реакторна технологія CANDU».

У статті повністю проігноровані ті аналітичні дослідження, які було проведено в Україні відповідно до цього Указу Президента України, а саме Міжвідомчої робочої групи в 2008 р. та ДП «НАЕК «Енергоатом» в 2009 та 2010 рр., які виконали поглиблену оцінку, довівши можливість використання енергоблоків ЕС6 на нових АЕС України нарівні з блоками III покоління ВВЕР/PWR провідних світових виробників.

2. «...починаючи з 1980-х років індійська компанія Nuclear Power Corporation of India Ltd (NPCIL), використовуючи за основу канадську технологію CANDU, розробляє ядерні реактори на важкій воді власного дизайну, які вже некоректно називати CANDU».

Згідно з класифікацією МАГАТЕ реакторні установки, які працюють на природному урані та важкій воді, характеризуються як PHWR і до цієї категорії належать й канадські реактори CANDU та індійські реактори.

3. «Відомі також розробки чехів в цьому напрямку, які не були доведені до впровадження у масове виробництво [12]».

В посиланні [12] констатується наступне: «Ідея створення такого реактора була видвинута в 1946 году таланливим інженером-фізиком П. И. Христенко... Научным руководителем работ по созданию реактора и всех его частей был Институт теоретической и экспериментальной физики (ИТЭФ) г. Москва, проектной организацией — ОКБ Богданова (г. Ленинград)».

4. «Останнім часом АЕСЛ майже зникла з ринку реакторних технологій [13]...».

Посилання авторів на джерело [13] є таким, що не відповідає дійсності стосовно важководних реакторів, оскільки в ньому відображено нові проекти легководних реакторів типу AP-1000, EPR, APR-1400, ABWR, ESBWR, але не аналізуються реактори ВВЕР, PHWR та БНи.

5. «Серед реакторів, що будуються, — 85 % легководних корпусних з водою під тиском, 3,1 % — на важкій воді і, зокрема, 0,0 % реакторів на важкій воді типу CANDU».

У Румунії здійснюється добудова блоків № 3 та № 4 АЕС «Чернавода». З цією метою в Румунії створено компанію Nuclearelectrica, яку делегація ДП «НАЕК «Енергоатом» відвідала в 2010 р. та ознайомила з організацією та ходом підготовчих робіт з добудови цих блоків. У наведеній цитаті цифри 3,1 % та 0,0 % необхідно замінити на 7,0 % та 3,9 % відповідно.

6. «...паливна складова у вартості електроенергії, виробленої на АЕС, за оцінками становить в середньому лише 15 % [15]...».

Наведена авторами цифра паливної складової — 15 % — дуже далека від реальної, зокрема в Україні. Так, паливна складова в собівартості електроенергії на АЕС України в 2007 р. становила 42 % (сайт proatom.ru, 24.08.2008 р.), на АЕС США в 2010 р. (за даними NEI) — 30 %. Тому всі подальші розрахунки та висновки авторів, що ґрунтуються на наведеній величині паливної складової для умов АЕС України, є неприйнятними.

7. «...виграш від використання природного урану як палива не перевищуватиме 6 % у вартості електроенергії, виробленої на АЕС. Відповідне зростання кількості відпрацьованого ядерного палива (ВЯП) у цьому разі може звести нанівець цей невеликий виграш, оскільки відрахування на поводження з ВЯП та з радіоактивними відходами становлять в середньому 5–10 % вартості виробленої електроенергії».

Питомі витрати паливних циклів реакторів PWR та CANDU характеризуються даними Агентства з ядерної енергії («Економіка ядерного топливного цикла», 1999 р.), наведеними в табл. 1. Порівнюються реактор типу PWR (французький N4, 1390 МВт, термін служби — 30 років, вигорання — 42500 МВт·дб/т) і реактор типу CANDU (АЕС «Дарлінгтон», 935 МВт, термін служби — 30 років, вигорання — 8330 МВт·дб/т).

Таблиця 1. Порівняння питомих вартостей паливних складових

Вартість окремих стадій	PWR		CANDU	
	центів США/ (кВт·год)	%	центів США/ (кВт·год)	%
1. Разом для початкової стадії (свіже паливо)	0,415	69,6	0,223	78,0
2. Транспортування, зберігання ВЯП	0,067	11,2	0,010	3,5
3. Імобілізація, захоплення ВЯП	0,114	19,1	0,053	18,5
4. Разом для заключної стадії (2+3)	0,181	30,4	0,063	22,0
Загальна вартість (1+4)	0,596	100,0	0,286	100,0

Як впливає з наведених даних, питома вартість паливного циклу реактора CANDU на 52 % менша, ніж реактора PWR. Зокрема, питома вартість свіжого палива менша на 46,3 %, а відпрацьованого палива — на 65,2 %.

За даними спотового ринку на ядерні матеріали та послуги станом на 22 серпня 2011 р. (природний уран — 131,3 дол. США/кг, конверсія — 10,75 дол. США/кг, збагачення урану — 147 дол. США/кг ОРР (ОРР — одиниця роботи розділення) питома вартість свіжого ядерного палива для проекту ЕС6 на 37 % нижча, ніж для проекту АЕС-2006.

Наведені дані свідчать про те, що незалежно від кон'юнктури цін на складові паливного циклу має місце значна різниця ціни на ядерне паливо для реакторів ЕС6 та PWR (ВВЕР). Переваги реактора CANDU порівняно з PWR полягають, перш за все, у відсутності витрат на збагачення по ізотопу ^{235}U , а також у зменшенні витрат природного урану (приблизно на 40 %) на 1 кВт·год виробленої електроенергії.

Таким чином, зниження витрат на свіже ядерне паливо буде на рівні 15–16 % собівартості, а не «6 % в кращому випадку», як пишуть автори статті, і витрати на поводження з ВЯП не знижують цей «виграш», а навпаки, збільшують його.

8. *«Тому принципова можливість ядерних реакторів на важкій воді виробляти електроенергію, використовуючи як паливо природний (незбагачений) уран, не може бути визначальною у виборі даного типу реакторної установки».*

У статті говориться, що для виробництва однієї кількості електроенергії ВВЕР витрачає 250 т природного урану, а CANDU — 180 т, тобто ВВЕР на 1 кВт·год витрачає на 40 % більше природного урану, ніж реактор CANDU. Це означає, що не потрібно освоювати нові родовища для видобування та будувати нові потужності для переробки уранових руд і виробництва природного урану, що складає мільярди доларів США.

Реактор ВВЕР потребує послуг щодо збагачення урану-235 в обсязі 160,0 тис. кг ОРР для первинного завантаження та 110,4 тис. кг ОРР для щорічного завантаження, що при ціні 150 дол. США за 1 кг ОРР складає 16,56 млн. дол. США щорічно.

Ця перевага є вкрай суттєвою при виборі реактора за інших рівних умов.

9. *«Використання торію. Принципова можливість використовувати як паливо торій є ще одною перевагою реакторів типу CANDU... До того ж, технологія CANDU не є єдиною можливою щодо використання торію як палива. Тому ця перевага не може бути визначальною у виборі даного типу реакторної установки на найближчу та середньострокову перспективу».*

CANDU може працювати на торієвому паливі (а Індія має значні успіхи в цьому напрямі), то чому цей перспективний напрям не може бути перевагою цього типу реактора порівняно з реакторами PWR/ВВЕР? Природно, може й має бути одним з критеріїв перспективного еволюційного розвитку важководних реакторів.

10. *«...можливість прямого використання ВЯП легководних реакторів як палива для реакторів типу CANDU не може бути визначальною у виборі реакторної установки типу CANDU».*

Ідея прямого використання ВЯП реакторів PWR (програма DUPIC) активно розроблювалася в Канаді та Республіці Корея з 90-х років минулого сторіччя. Дослідження в цьому напрямі мали широкомасштабний характер, зі створенням спеціальних комплексів, до яких входили гарячі камери, комплекси для добування твердої суміші урану, плутонію, актинідів, продуктів ділення, уловлювання газоподібних продуктів ділення, здрибнювання, таблетування твердої частини суміші, збирання твелів та касет, експериментальних досліджень тощо. Роботи щодо DUPIC-циклу широко

відображено в публікаціях, зокрема в працях МАГАТЕ за проектами INPRO та PRADA. Однак при реалізації проекту DUPIC Кореяська сторона не змогла узгодити це питання зі США, оскільки згідно з діючою до 2014 р. угодою між Республікою Корея та США заборонено переробку ВЯП реакторів PWR на території Республіки Корея. Нині проводяться консультації щодо підготовки нової угоди, а Кореяська сторона ініціювала перед США зняття обмеження щодо переробки ВЯП реакторів PWR. Тому роботи щодо DUPIC-циклу в Республіці Корея та Канаді законсервовано до вирішення цього питання. Але DUPIC-технологія довела своє право на життя і дозволяє в цілому на основі ізотопів ВЯП, які діляться, реакторів PWR, BWR, ВВЕР виробити додатково близько 30 % електроенергії в реакторах CANDU.

Але DUPIC-технологія — не єдиний спосіб використання ізотопів ВЯП, які діляться, реакторів PWR. Це, перш за все, регенований уран та регенований уран-плутонієвий оксид, отримані в процесі переробки ВЯП реакторів PWR, BWR, ВВЕР.

Роботи щодо використання регенованого урану, що видобувається з ВЯП реакторів PWR для виготовлення ядерного палива реакторів CANDU, почалися в 2008 р. компанією АЕСЛ за спільною програмою з Китаєм. У квітні 2011 р. завершено реакторні випробування 24 касет, виготовлених з регенованого урану. Отримані дані свідчать про високий рівень збіжності показників палива з регенованого урану з показниками палива з природного урану. Протягом 2012 р. буде закуплено регенований уран для завантаження повністю двох активних зон. Очікується отримання ліцензії на завантаження двох повних активних зон реакторів CANDU6 в Китаї наприкінці 2013 р.

Ринок регенованого урану визначається обсягами виробництва МОХ-палива. За умови повного завантаження діючих виробничих потужностей з виробництва МОХ-палива створюється ринок регенованого урану в обсязі 2850 т щорічно, яким буде забезпечено 27 реакторів CANDU потужністю 750 МВт.

Опція (критерій) прямого використання ВЯП реакторів PWR/ВВЕР в ядерному паливі реакторів CANDU спеціалістами ДП «НАЕК «Енергоатом» в техніко-економічній оцінці порівняно з реакторами ВВЕР не розглядалася. А ось опції щодо можливості використання регенованого урану в паливі для реакторів CANDU в порівнянні з можливістю його використання в легководних реакторах після відповідного збагачення по ізотопу ^{235}U приділено відповідну увагу.

Тому наведені вище формулювання авторів мали б виглядати так: «Можливість використання ВЯП реакторів PWR як палива для реакторів CANDU має бути критерієм при виборі реакторної установки для ядерної енергетики України».

11. *«Коефіцієнт використання встановленої потужності. Для проектів реакторів типу CANDU характерним є високе значення коефіцієнта використання встановленої потужності (близько 90 %) завдяки можливості перевантаження палива під час роботи реактора [10, 18, 23, 25]. Але подібні ж показники за рахунок подовження періоду між перевантаженням палива має значно кращий за багатьма показниками проект «АЕС-2006» (ВВЭР-1200) російської компанії ОКБ «Гидропресс»».*

У статті робиться спроба порівнювати незрівнянні показники: для CANDU — це фактичні дані досягнутого рівня за весь час експлуатації реакторів CANDU, а ВВЕР-1200 ще ніде не експлуатується, і перші фактичні дані в кращому випадку накопичуватимуться після 2015 р. (Нововоронезька та Ленінградська АЕС).

А фактичний накопичувальний КВВП за даними МАГАТЕ характеризується такими показниками: CANDU — 79,9 %, ВВЕР-1000 — 67,1 %. Яка буде статистика щодо КВВП реакторів ЕС6 та ВВЕР-1200, покаже час після 10 років їхньої експлуатації.

12. «Для реактора типу CANDU потрібно будувати активну зону значну більшого розміру (у 2,2 раза), ніж розмір активної зони еквівалентного за потужністю корпусного легководного реактора з водою під тиском [14]. Саме цей ефект є причиною відсутності проектів реакторів типу CANDU на важкій воді з потужністю по електроенергії, вищою за 1000 МВт».

Досвід експлуатації енергоблоків CANDU9 потужністю 935 МВт на АЕС «Дарлінгтон» показав високі техніко-економічні показники. Саме з цією метою проект ЕС6 розроблено як спарений проект із встановленою потужністю 1480 МВт. Більші розміри активної зони дозволили реалізувати такі важливі заходи з безпеки, як пасивні системи відведення тепла за рахунок холодного сповільнювача при атмосферному тиску та за рахунок великого об'єму легкої води, оточуючого активну зону, створити дві пасивні резервні системи аварійного зупинення реактору та ін.

13. «Одним з визначальних недоліків усіх проектів CANDU є додатний пустотний коефіцієнт реактивності, особливо при використанні природного (незбагаченого) урану... Спеціалісти АЕСЛ стверджують, що наявність двох незалежних швидкодіючих (їдеться про час спрацювання 2 с [40]) систем аварійного захисту реактора (стрижні-поглиначі нейтронів та рідина, що поглинає нейтрони) забезпечує його експлуатацію, але ж існує ймовірність відмови цих систем аварійного захисту».

Спеціалісти ДП «НАЕК «Енергоатом»» разом із спеціалістами АЕСЛ, детально проаналізувавши проект ЕС6 згідно з напрямом «Безпека», констатували наявність:

двох незалежних одна від одної систем аварійної зупинки реактора;

холодного сповільнювача під низьким тиском;

великого об'єму легкої води, що оточує активну зону;

великого об'єму легкої води під куполом;

міцної гермооболонки, здатної, зокрема, витримати падіння літака;

відповідності проекту вимогам стандарту МАГАТЕ NS-R-1 за 219 критеріями;

відповідності проекту вимогам EUR за 1327 критеріями;

на два порядки меншої площі санітарно-аварійної зони навколо АЕС з реакторами CANDU порівняно з відповідною площею навколо АЕС з реакторами ВВЕР/PWR (радіус 500 м та 5000 м відповідно).

За аналізом коефіцієнтів реактивності констатуються:

малий запас реактивності активної зони (приблизно 20 мК);

тривалий час життя миттєвих нейтронів;

незначна зміна реактивності за одну операцію перевантаження (менше 1 мК на кожен канал);

низька індивідуальна реактивна здатність пристроїв регулювання реактивності (менше 2,5 мК) завдяки великій активній зоні;

повільне перевантаження палива (один канал протягом кількох хвилин);

малі величини ефектів реактивності реактора CANDU ЕС6 у робочому інтервалі параметрів нормальної експлуатації; близький до нуля потужнісний коефіцієнт реактивності для рівноважного стану активної зони; компенсація наявності додатного пустотного коефіцієнта реактив-

ності в проекті за рахунок застосування інженерних систем — двох пасивних незалежних одна від одної систем аварійної зупинки реактора; у разі реактивнісних аварій, пов'язаних з розхолодженням контуру, — переведення реакторів у підкритичний стан;

внутрішня безпека та підкритичність реактора за рахунок змішування з легкою водою сповільнювача (тобто відсутність потреби в подачі борованої води на охолодження палива, що суттєво спрощує охолодження палива в реакторі).

Детальний аналіз динаміки всіх коефіцієнтів та систем аварійного захисту показав, що збільшення потужності до аварійних уставок відбувається за секунди, чого з надлишком вистачає для спрацювання трьох систем аварійного захисту:

діючої системи контролю та управління (зупинка реактора в разі будь-якої ймовірної аварії);

резервної пасивної незалежної системи (вводяться поглинаючі стрижні в сповільнювач);

резервної пасивної незалежної системи А32 (впорскування поглинаючого розчину в сповільнювач),

що гарантовано забезпечує виконання рекомендацій МАГАТЕ щодо показників важких аварій перспективних реакторних установок.

14. «...за грубою оцінкою на реакторах типу CANDU утворюватиметься у 1,8—6,1 рази більше радіоактивних відходів» і «...за однакової кількості виробленої електроенергії та досяжних на цих реакторах параметрів вигорання ядерного палива, на реакторах типу CANDU утворюватиметься в 2,0—5,4 рази більша кількість ВЯП».

Некоректність цих виразів впливає з таких причин.

Аналізуючи переваги і недоліки реакторів типу PWR та CANDU, по-перше, необхідно порівнювати загальну кількість радіоактивних матеріалів, які генеруються упродовж всього ядерного паливного циклу, а, по-друге, порівнювати кількість ВЯП (РАВ) з однаковою питомою активністю для цих реакторів.

Враховуючи, що витрати природного урану в CANDU на 40 % менші, ніж у ВВЕР, то з використанням CANDU утворюється на 40 % менше радіоактивних відходів від переробки уранових руд, що кількісно для уранових руд України становить 22,8 г/(кВт·год) для CANDU6, а для ВВЕР-1000 — 33,6 г/(кВт·год). При цьому радіоактивність техногенно підсиленних уранових відходів визначається, в основному, ізотопом радію-226.

Якщо прийняти рівність коефіцієнтів корисної дії реакторів ВВЕР-1000 та CANDU-6, то за умов виробництва однакової кількості електроенергії буде «спалено» однакову кількість ізотопу ^{235}U , тобто створено однакову кількість продуктів поділу у ВЯП цих реакторів. Однак питома активність продуктів поділу у ВЯП CANDU буде в стільки разів менша відповідної питомої активності продуктів ділення ВЯП ВВЕР, у скільки абсолютна кількість ВЯП CANDU буде більше відповідної кількості ВЯП ВВЕР. Остаточні дані щодо реакторів ВВЕР-1000 та CANDU-6 наведено в табл. 2.

Таблиця 2. Порівняння питомих кількостей ВЯП і РАВ

Параметр	ВВЕР-1000	CANDU-6
Питома кількість ВЯП, мг/(кВт·год)	4,26	22,07
Питома кількість РАВ у ВЯП, мг/(кВт·год)	0,21	0,21

Саме низька питома активність ВЯП CANDU дає змогу забезпечити високу щільність розміщення в контейнерах сухого зберігання (12 або 24 тис. касет, що відповідає 230 або 460 т урану в одному контейнері для CANDU6, в той час коли для ВВЕР-1000 — не більше 10 т в одному контейнері), що забезпечує значно нижчі питомі витрати на подальше поводження з ВЯП CANDU порівняно з витратами на відповідне поводженням з ВЯП ВВЕР.

15. «*Реактори CANDU-6, ЕС-6 ...обмежені щодо маневрування через порівнянний з запасом реактивності вплив ксенонових коливань [47]... Водночас найкращі зразки реакторів III+ покоління «АЭС-2006» (ВВЭР-1200) [48] та EPR-1650 [49] забезпечують можливість маневрування на рівні 5 % номінальної потужності за хвилину... ...за умови використання реакторів типу АЕС-2006 та EPR-1650, в Україні можливе збільшення частки АЕС у загальному виробництві електроенергії понад 50 %».*

Якою буде маневреність реактора ВВЕР-1200 (проект АЕС-2006), покаже досвід його експлуатації. На сьогодні реактори ВВЕР-1000 мають нормативне регулювання потужності 1 % за хвилину від номінальної, в той час коли реактори CANDU6 регулюють близько 30 % потужності за хвилину в діапазоні 60—100 % номінальної потужності. Цей показник маневрування було продемонстровано делегації спеціалістів ДП «НАЕК «Енергоатом» на АЕС «Чернавода» в Румунії в квітні 2010 р. Якщо майбутні реактори АЕС-2006 та EPR-1650 з маневреністю в 5 % потужності за хвилину забезпечуватимуть частку АЕС у загальному виробництві електроенергії понад 50 %, то при використанні CANDU з маневреністю в 30 % за хвилину така частка забезпечуватиметься з надлишком. Але в реальності цей показник не є критерієм визначення частки АЕС у загальному виробництві.

16. «*Значну проблему з убезпечення довкілля та персоналу АЕС з реакторами типу CANDU становить утворення радіоактивного ізотопу водню — тритію... об'єми його щорічних викидів вимірюються сотнями терабеккерелей».*

Проблема дійсно існує, оскільки в реакторах CANDU тритій накопичується як у складі ВЯП, так і у важкій воді. Але фактична емісія від усіх реакторів CANDU, які працюють в Канаді, в 100 разів менша за дозволений рівень. Відомо, що система поводження з тритієм на АЕС «Чернавода» в Румунії відповідає всім вимогам Європейського Союзу щодо цього показника. Крім того, на реакторах нового покоління встановлюються спеціальні системи екстракції тритію. Принагідно треба відмітити, що використання тритію як палива для термоядерних реакторів і генератора ізотопу ^3H має великі перспективи для майбутньої нової енергетики.

17. «*Щорічні потреби у високоочищеній (вміст легкої води менший за 0,25 %) важкій воді становлять 60—80 т на 1000 МВт (ел.) встановленої потужності [54]. При цьому в Україні відсутні потужності, спроможні забезпечити достатню кількість високоочищеної важкої води».*

Аналіз джерела [54] показує, що в Канаді викиди CO_2 в процесі виробництва важкої води (якщо для первинного завантаження $9,64 \cdot 10^3$ т $\text{CO}_2/(\text{ТВт} \cdot \text{год})$ та для підживлення важкої води $2,26 \cdot 10^3$ т $\text{CO}_2/(\text{ТВт} \cdot \text{год})$ при терміні служби реактора 40 років. Хоча на поточний момент виробництво важкої води в Канаді вільне від викидів CO_2 , оскільки два канадських заводи важкої води забезпечені безпосередньо парою АЕС «Брюс Нуклеар Пауер». Але в джерелі [54] також йдеться про те, що реальні викиди CO_2 при виробництві важкої води в Канаді складно відслідкувати.

Маніпулюючи цими даними, автори стверджують, що «*щорічні потреби у високо очищеній важкій воді становлять 60—80 т на 1000 МВт (ел.) встановленої потужності»*, замість того, щоб використати фактичні дані про витрати важкої води на підживлення при експлуатації реакторів CANDU, які фактично знаходяться на рівні щорічного підживлення в середньому в об'ємі 0,5—1,0 % від первинного завантаження важкої води в реакторі.

За даними АЕС «Чернавода», в 2009 р. витрати важкої води для підживлення дорівнювали 4,2 т на 1000 МВт. Відповідно до заходів із вдосконалення виробництва, до 2013 р. планується зменшити витрати важкої води до 2,1 т на 1000 МВт щорічно.

Стосовно того, що в Україні нема потужностей з виробництва важкої води, то слід використовувати досвід Республіки Корея: не маючи заводу з виробництва важкої води, вони забезпечують роботу чотирьох своїх блоків CANDU6 на АЕС «Волсонг».

18. «*Румунія розглядає перспективу побудови в майбутньому двох енергоблоків з реакторами типу CANDU одиначною потужністю 720 МВт (ел.). Очікувана вартість побудови цих двох блоків — 5,6 млрд доларів США. Це означає, що питома вартість 1 кВт встановленої потужності дорівнюватиме 3889 долларам США, що на 11 % більше питомої вартості спорудження EPR-1650 та на 57 % більше наявних даних щодо питомої вартості спорудження АЭС-2006 (ВВЭР-1200)».*

Проект АЕС «Олкілуото» в Фінляндії на основі реактора EPR-1650 станом на січень 2009 р. оцінено в 4379 дол. США/кВт. Проте ці цифри не відображують реальність, оскільки подорожчання проекту продовжується, вже перевищено терміни будівництва майже на 4 роки, пуск блока очікується лише в 2014 р., а скільки фактично коштуватиме цей проект, ми дізнаємося після його пуску в експлуатацію; нині вирішуються проблеми із системою управління блока в цілому та йде судовий розгляд компаній Франції та Фінляндії.

За даними корпорації «Росатом», станом на травень 2009 р. вартість проекту АЕС в Туреччині на основі чотирьох блоків ВВЕР-1200 із встановленою потужністю 4680 МВт дорівнює 4274 дол. США/кВт. Виходячи з цих даних, вартість одного блока ВВЕР-1200 для будівництва за кордоном складатиме не менш як 5500 дол. США/кВт замість 2477 дол. США/кВт. Тобто автори вдвічі зменшують вартість реактора ВВЕР-1200, чим на порядок збільшують його «привабливість» для реалізації в Україні.

19. «*Досягне сумарне вигорання ядерного палива реакторів типу ВВЕР-1000, що експлуатуються в Україні, становить понад 40480 МВт-діб/т [32]. У реакторах CANDU-6 та ЕС-6 при використанні природного урану досягне (згідно з документацією) сумарне вигорання ядерного палива — 7500 МВт-діб/т».*

Автори знов роблять некоректне порівняння, оскільки для ВВЕР-1000 в знаменнику показника вигорання стоять тонни з б а г а ч е н о г о урану, а в показнику вигорання для CANDU6 — тонни п р и р о д н о г о урану. Якщо в показник вигорання для ВВЕР-1000 ввести природний уран, то він дорівнюватиме 4690 МВт-діб/т природного урану, тому стосовно вигорання природного урану жоден з легководних реакторів не досягав показника вигорання, який існує в CANDU6.

20. «*.Всі реактори типу CANDU (CANDU-6, CANDU-9, ЕС-6 та АCR-1000) не мають в своїй конструкції уловлювача розплаву палива. Вказані недоліки значно ускладнюють оцінку переваг реакторів типу CANDU порівняно з найкра-*

щими розробками корпусних ядерних реакторів на легкій воді з водою під тиском».

Та хіба всі діючі корпусні реактори типу PWR, BWR, ВВЕР мають уловлювачі розплаву палива? А от CANDU6, CANDU9 точно не мають. Уловлювач розплаву палива використовується в окремих конструкціях корпусних легководних реакторів (в EPR-1650, ВВЕР-1200) через особливості щодо обмеження відведення тепла з активної зони при розплаві палива з причини великої втрати теплоносія. При цьому наявність уловлювача не є обов'язковою складовою реакторів III покоління. Основною рекомендацією МАГАТЕ до нових реакторів є показник частоти граничного аварійного викиду (ЧПАВ) — 10^{-7} на рік, і якщо цього показника досягнуто, то вимога щодо уловлювача є не обов'язковою.

Конструктивною особливістю активної зони реакторів CANDU (ЕС6) є 380 ізольованих один від інших каналів, що знаходяться в холодній (температура нижча за 70 °С) важкій воді уповільнювача в каландрі. Багатоканальне розміщення ядерного палива гарантує послідовність руйнування каналів, а не їхню одночасність — це по-перше. По-друге, при розплаві палива з причини втрати теплоносія паливо потрапляє до холодної важкої води — це перший гарантований пасивний етап відведення тепла, враховуючи певну послідовність руйнування каналів. По-третє, враховуючи гіпотетичну ймовірність руйнування каландру, розплаву палива потрапляє в звичайну холодну воду, в якій розміщено каландр. Це другий етап відведення тепла розплаву палива. По-четверте, при надзвичайно низькій ймовірності виходу розплаву з баку холодної води здійснюється відведення тепла резервною водою, що знаходиться в контейнері реактору. Детальний аналіз систем тепловідведення при аварійних ситуаціях показує їхню достатність для недопущення виходу розплаву палива за межі контейнеру.

21. «Аналіз переваг та недоліків реакторної технології CANDU доводить відсутність явних переваг цієї технології з економічної та технічної точки зору, наявність технологічних проблем її впровадження».

Твердження авторів є необґрунтованим, оскільки вони не надавали конкретної значущості перевагам та недолікам, розглядаючи їх, а завдяки вільним необґрунтованим міркуванням зробили саме той висновок, який їм подобається.

22. «У порівнянні з іншими існуючими реакторними технологіями технологія CANDU характеризується більшою кількістю відпрацьованого ядерного палива, що утворюється на одиницю виробленої електроенергії».

Як було показано раніше, якщо враховувати всі радіоактивні відходи, отримувані від експлуатації атомних блоків, на етапах виробництва природного урану, збагачення по урану-235, виробництва електроенергії та захоронення ВАВ, то корпусні реактори (PWR, BWR, ВВЕР) на легкій воді під тиском створюють радіоактивних відходів на 40 % більше, ніж важководні реактори CANDU на одиницю виробленої електроенергії, при цьому кількість РАВ, утворених при експлуатації реакторів PWR, ВВЕР та CANDU, є однаковою на одиницю виробленої електроенергії.

23. «Крім того, дана технологія має низку проблем із забезпеченням ядерної безпеки».

Кожний тип реактора має свої особливості з точки зору реакторної безпеки. Розробники реакторних установок приймають такі рішення, які дають змогу задовольнити вимоги діючих рекомендацій МАГАТЕ та вимоги своїх регулюючих органів з питань ядерної безпеки. Всі діючі реактори PWR, BWR, ВВЕР, РНWR (зокрема CANDU) в 31 країні світу відповідають цим вимогам. До нових перспективних блоків МАГАТЕ рекомендує підвищені вимоги з безпеки. Природно, розробники перспективних реакторних установок приймуть рішення, які будуть здатні забезпечити виконання цих вимог. Все сказане вище стосується й проекту ЕС6.

Міжвідомча робоча група в 2008 р. за участю всіх зацікавлених організацій України, в тому числі НАН України за участю академіків В. Г. Бар'яхтара, І. М. Неклюдова, І. М. Вишневецького, О. С. Бакая, та ДП «НАЕК «Енергоатом»» разом з АЕСЛ в 2009–2010 рр. провели поглиблену техніко-економічну оцінку реакторів CANDU, довівши можливість використання енергоблоків ЕС6 на нових АЕС України нарівні з блоками III покоління PWR/ВВЕР провідних світових виробників.

Реактор ЕС6 (Канада) є достойним конкурентом реакторам ВВЕР-1200 (Росія), AP1000 (США), EPR-1650 (Франція), APR-1400 (Республіка Корея) для вибору перспективних реакторних установок в атомній енергетиці України.