

І. Г. Шараєвський, Н. М. Фіалко, Л. Б. Зімін, А. В. Носовський, Т. С. Власенко, Г. І. Шараєвський

Інститут проблем безпеки АЕС НАН України, вул. Лисогірська, 12, Київ, 03028, Україна

Світові тенденції розвитку конструкцій водоохолоджуваних реакторів із надкритичним тиском

Ключові слова:

енергетичний водоохолоджуваний реактор, схема циркуляції теплоносія, надкритичні параметри.

Наведено критичний стосовно до умов України огляд стану розробки пілотних проектів каналних і корпусних енергетичних водоохолоджуваних реакторів із надкритичним тиском (SCWR) у провідних у цій галузі країнах світу — США, Канаді, Японії, Німеччині та ін. Російські проекти подібних реакторів передбачається розглянути окремо. Оцінено переваги та недоліки запропонованого в цих проектах переходу на одноконтурну схему циркуляції теплоносія з метою зниження капітальних та експлуатаційних витрат на будівництво та експлуатацію енергоблоків потужністю до 1 200 МВт (ел.) для концепцій реакторів зі швидким, тепловим і змішаним спектрами нейтронів в активній зоні.

Вступ

Згідно з діючою до 2035 р. Енергетичною стратегією України [1] розвиток атомної енергетичної галузі передбачає значне зростання виробництва електроенергії вітчизняними АЕС упродовж усіх 15 років, які охоплює цей програмний документ. Вочевидь, реалізація такої програмної настанови потребує не тільки невпинної підтримки поточного рівня встановленої потужності діючих ядерних енергоблоків, але й подальшої розбудови нових АЕС на основі застосування на них ядерних енергоустановок (ЯЕУ) з новими високоефективними реакторними установками (РУ) наступного, четвертого, покоління. На думку фахівців [2–4], як перспективні типи таких реакторів слід розглядати, зокрема, водоохолоджувані РУ, що мають функціонувати в умовах надкритичного тиску теплоносія та суттєво підвищеної його температури. Як відомо, розробка промислових прототипів таких РУ ведеться в різних країнах відповідно до міжнародної програми «Generation IV» (SCWR).

Згідно з узгодженими на Міжнародному форумі [5] формулюваннями щодо особливостей реакторів

SCWR їхні основні переваги, що визначають техніко-економічну привабливість при безумовному забезпеченні необхідного рівня безпеки АЕС, є такими:

зниження капітальних та експлуатаційних витрат за рахунок спрощення схеми енергоблока й головних елементів його обладнання;

підвищений за рахунок ефективного використання ядерного палива та зниження витрат потужності на власні потреби коефіцієнт корисної дії (ККД) до 50 %, що збільшує теплову економічність АЕС;

можливість застосування як теплового, так і швидкого спектрів нейтронів, а також когенераційних технологій.

Ці переваги та доцільність використання пари з початковими надкритичними параметрами 540 °С і 25 МПа вже частково підтверджені останніми досягненнями традиційної теплової енергетики, де в тому числі за рахунок здійснення проміжних перегрівів робочого тіла між ступенями турбіни отримано істотну економію палива та зменшення теплових викидів.

Незважаючи на те, що в ядерній енергетиці паливна складова має менший вплив на собівартість

© І. Г. Шараєвський, Н. М. Фіалко, Л. Б. Зімін, А. В. Носовський, Т. С. Власенко, Г. І. Шараєвський, 2020

електроенергії, можна прогнозувати подальше зростання цієї складової в разі реалізації прогнозованого переходу на перспективний замкнений ядерний паливний цикл. Поряд із цим на стадії спорудження АЕС більш значним є внесок капітальних витрат, а також суттєвим є вплив часу будівництва на економічну ефективність [6, 7]. З огляду на це їхнє зниження має стати актуальним завданням при створенні реакторів нового покоління за програмою SCWR. Очевидно, що при цьому повинен зберігатися пріоритет безумовного виконання нормативних вимог щодо безпеки цих ядерних реакторів (ЯР).

Слід зазначити, що для сталого розвитку світової ядерної енергетики необхідним є не лише створення конкурентоздатної системи з реакторами наступних поколінь (III+ та IV), але й надійна довготривала забезпеченість цього ядерного комплексу паливом, що, як переконливо свідчать дані роботи [8], може бути досягнута лише на основі впровадження замкненого ядерного паливного циклу.

З огляду на зазначену проблематику нижче представлено визначальні науково-технічні закордонні концепції розроблюваних на сьогодні водоохолоджуваних реакторів із надкритичними параметрами, а також розглянуто їхні основні технічні характеристики та конструктивні особливості. Проаналізовано також концептуальні підходи до створення як корпусних, так і каналних реакторів, зокрема HPLWR і Canadian SCWR, розробку яких завершено за останні роки [9, 10]. Проте вищезазначені новітні конструкції не відображені у відомій оглядовій монографії [11].

Визначальні технічні переваги нових проектів енергетичних реакторів із надкритичними параметрами

До найбільш докладно розроблених зарубіжних концептуальних проектів реакторів каналного та корпусного типів у першу чергу треба зарахувати канадський SCWR та німецький HPLWR. За розрахунковими оцінками роботи [6], виконаними на основі прийнятого розробниками проектного значення вихідної температури пари 625 °С, яке ще не є опрацьованим навіть у традиційній тепловій енергетиці, ККД у вищезазначеному канадському проекті може сягати 50 %, а зниження питомих капітальних витрат на спорудження енергоблока з цим ЯР добігає 40 %. У той же час значно скромнішими видаються переваги проекту SCWR за умови техніко-економічних розрахунків, в основу яких закладено більш реалістичне та

опрацьоване у традиційній теплоенергетиці значення температури робочого тіла 500 °С. Слід підкреслити, що вартість капітальних витрат проектів перспективних одноконтурних установок SCWR, створюваних в Європейському союзі та Японії, є на 20 % меншою від сучасних PWR з огляду на те, що вартість виводу з експлуатації сучасних PWR і новітніх SCWR оцінюється в роботі [5] як однакова. Утім, слід також враховувати неминучі суттєві капітальні витрати на побудову дослідницьких стендів у початковий період експлуатації з метою дослідження умов пошкоджуваності критичних елементів конструкції цих ЯЕУ з підвищеним до надкритичного рівнем параметрів водяної пари.

Якщо порівняти показники діючих легководних реакторів типу LWR, використавши для цього дані [9] щодо діючих енергоблоків з PWR електричною потужністю 1 400 МВт та BWR з 1 344 МВт, які мають ККД близько 34 %, а також наявні дані про вже реалізований сучасний проект реактора AP1000, з оцінками техніко-економічних показників перспективного енергоблока з HPLWR, то визначальні техніко-економічні співвідношення будуть виглядати так. Найбільший питомий об'єм контейментів на одиницю встановленої електричної потужності має PWR — 46,75 м³/МВт, у BWR — 17,06 м³/МВт, що є суттєво більшим, ніж у HPLWR, де ця величина становить лише 9,05 м³/МВт [9]. Значне зниження капітальних витрат при використанні одноконтурних ЯЕУ з перспективними реакторами SCWR наочно ілюструють геометричні характеристики цих ЯР на рис. 1 з роботи [9], зокрема, щодо висоти їхніх контейментів (для порівняння у HPLWR висота 25 м, у BWR — 49 м, у AP1000 — 83 м). З огляду на таке

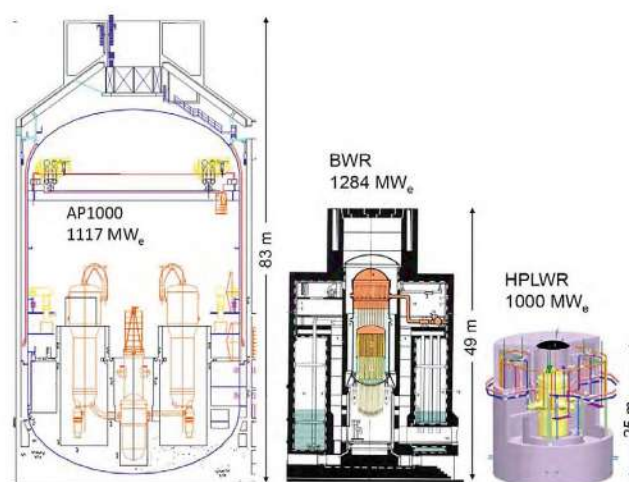


Рис. 1. Порівняльні розміри контейментів ЯЕУ з реакторами AP1000, BWR і HPLWR за даними [9]

порівняння робочі об'єми енергоблоків з реакторами вищезазначених типів за їхньої близької номінальної потужності видаються суттєво відмінними. До того ж у SCWR за рахунок виключення парогенераторів і застосування одного контуру питома металоємність обладнання HPLWR значно зменшується (приблизно у 2,6 раза). Утім, незважаючи на виключення сепараторів пари та її осушувачів, питома металоємність перспективної ЯЕУ з HPLWR навіть із меншими розмірами контейментів усе ж перевищує BWR на 23 %, за даними роботи [9].

З іншого боку, позитивним для економічних показників є те, що також за даними [9] високі параметри пари в РУ типу HPLWR дозволяють використовувати турбогенератори з меншою масою (1 430 т), ніж в АЕС з реакторами PWR і BWR (2860 т).

З огляду на те, що використання в розрахунках теплової схеми з перспективним реактором HPLWR більш реалістичного значення рівня температури водяної пари на виході з ЯР у 500 °С його ККД не може перевищувати 43,5 %, тобто є дещо меншим від попередньо задекларованого в [6] у 50 %, можна вважати, що широко рекламований у проекті SCWR цей показник є насправді малодосяжним. Однак у порівнянні з водоохолоджуваними енергоблоками (LWR) застосування одноконтурної установки SCWR з надкритичними параметрами пари за тиском і температурою, безперечно, теоретично обумовлює суттєве зниження капітальних витрат на рівні більш ніж у 20 %. Цей показник також є меншим від попередньо задекларованого значення для проекту SCWR у 40 %, яке має привернути увагу до перспективи покращення техніко-економічних показників ЯЕУ в разі майбутнього переходу на підвищену температуру пари у 625 °С та застосування нових конструкційних матеріалів у майбутніх ЯЕУ.

Значний додатковий економічний зиск може бути отриманий завдяки суттєвому скороченню терміну спорудження одноконтурних установок у порівнянні з двоконтурними такої ж потужності. Таке скорочення оцінюється не менш ніж у 1,4 раза (тобто п'ять років замість семи). Іншими словами, якщо одноконтурні ЯЕУ з реактором SCWR будуть за терміном спорудження відповідати новітньому ABWR, то за рахунок дисконтування може бути отримана додаткова економія капіталовкладень. Загалом можна констатувати, що вищезазначеним переліком техніко-економічних переваг й обумовлюється привабливість проекту HPLWR у порівнянні з діючими ЯЕУ з реакторами PWR та BWR. Проте треба відзначити, що в цій роботі зазначені переваги не розглядаються в кон-

тексті наявних сьогодні суттєвих матеріалознавчих проблем із забезпечення експлуатаційної надійності критичних елементів конструкції перспективних ЯЕУ.

Утім, як свідчать дані розрахункового аналізу, виконаного в роботі [5], одноконтурна РУ типу ABWR (близька за параметрами до одноконтурного енергоблока з перспективним канадським SCWR) вигідно відрізняється від існуючих PWR аналогічної потужності не тільки за вартістю, але й меншим терміном виготовлення та спорудження. Оскільки після аварії на АЕС Фукусіма вартість ABWR неминуче буде збільшена через необхідність удосконалення існуючих систем безпеки, то можна вважати, що додаткові техніко-економічні переваги є на боці канадського проекту SCWR.

Таким чином, головними складовими економічного ефекту від впровадження SCWR можна вважати такі: 1) застосування одноконтурних РУ та компактність власне корпусів реакторів, що взагалі є характерним для реакторів корпусного типу в порівнянні з каналними ЯР; 2) виключення таких металоємних елементів, як парогенератори та сепаратори-пароперегрівачі; 3) в енергоблоках із SCWR (наприклад, як у випадку з HPLWR) можуть бути застосовані менш металоємні турбогенератори [9].

Компактність перспективних ЯР корпусного типу, зокрема HPLWR, у порівнянні з канадським SCWR, крім висоти, додатково характеризується співвідношеннями основних розмірів їхніх контейментів [10, 11]. Так, наприклад, об'єм активної зони (АкЗ) канадського SCWR близької теплової потужності є на 20 % більшим, ніж корпусного ЯР типу HPLWR. Зокрема, діаметр АкЗ у HPLWR становить близько 3,5 м, а її висота сягає 4,2 м при загальному об'ємі 40 м³, а в каналному SCWR ці геометричні розміри знаходяться на рівні 7,1 м, 6,5 м і 260 м³ відповідно. Слід зазначити, що відомі розробки російських водоохолоджуваних каналних реакторів із надкритичними параметрами як з тепловим, так і з швидким спектрами нейтронів відзначаються ще більш значними розмірами, а саме діаметром до 12 м, висотою до 6 м за близької електричної потужності, як зазначено в роботі [11].

Огляд характеристик перспективних зарубіжних реакторів типу SCWR із надкритичними параметрами теплоносія

Достатньо повно сучасна наукова проблематика розробок за програмою SCWR розглянута в оглядовій монографії [11]. У свою чергу технічні дані сучасних розробок за програмою SCWR за останні два

десятиліття узагальнено в роботах [12–16]. Їхні характеристики компактно інтегровано в табл. 1.

Дані табл. 1 об'єктивно свідчать про домінування розробок корпусних одноконтурних РУ з тепловим спектром нейтронів, температурами теплоносія на вході в реактор на рівні 280–350 °С та вихідними температурами 500–530 °С за тиску 25 МПа. Показово, що ККД цих ЯЕУ становить 42–45 %. Крім того, за даними [11] діапазон зміни ентальпії теплоносія в розроблюваному реакторі SCWR CANDU перевищує цей параметр для сучасного PWR в 9,7 раза. З огляду на це в SCWR відповідно меншою є витрата теплоносія, завдяки чому додатково зменшуються витрати енергії на власні потреби (менше 5 %), що також є додатковою технічною перевагою цього перспективного реактора.

Принциповою особливістю більшості розроблюваних проектів є також їхня суттєва нейтронно-фізична «гнучкість», тобто можливість функціонування як з тепловим, так і з швидким спектрами нейтронів. Ця можливість забезпечується завдяки наявності (з метою досягнення теплового спектра) або відсутності (для досягнення швидкого спектра нейтронів) у паливній решітці порожнин, заповнених уповільнювачем, наприклад водою. З огляду на це швидкий спектр досягається не лише виключенням водяних порожнин, але

й тим, що за рахунок підвищених температур теплоносія знижується його щільність.

Американський реактор INEEL (SCWR-US) за програмою SCWR. Наприкінці минулого століття американські проектні розробки за програмою SCWR очолила компанія INEEL, яка здійснювала загальне наукове керівництво та координацію робіт інших учасників програми, в якій брали участь такі відомі фірми та дослідницькі центри, як ANL, Westinghouse, ORNL, BREL, MIT. При цьому з метою зниження майбутніх капітальних й експлуатаційних витрат на будівництво та експлуатацію енергоблоків розробки виконувались комплексно. Одночасно з обґрунтуванням параметрів експлуатаційних режимів велись матеріалознавчі дослідження та обиралися необхідні конструкційні матеріали, створювалися проекти контейнерів і систем безпеки, широким фронтом проводилися відповідні випробування. У результаті було створено узагальнений концептуальний проект, який було завершено у 2003 р. [14, 15]. Цей проект базувався на таких технічних рішеннях:

1) оптимальною є одноконтурна тепла схема ЯЕУ з безпосередньою подачею пари з реактора в турбіну, завдяки чому суттєво знижуються капітальні витрати на спорудження енергоблока;

Таблиця 1. Технічні характеристики проектів перспективних водоохолоджуваних реакторів із надкритичними параметрами [16]

Характеристика	SCWR-R, Корея	SCLWR, Японія	SCWRINEEL, США	Ultra- CANDU+, Canadian SCWR, Канада	HPLWR, Європа	China CSR-1000, Китай	SCFR, Японія
Теплова потужність, МВт	3 989 (3 846)	2 273 (2 740)	3 570 (3 575)	2 540	2 188 2 300*	2 284	3 832 (3 893)
Електрична потужність, МВт	1 739 (1 700)	950 (1 217)	1 600	1 220 (1 140)	1 000	1 000	1 698 (1 728)
ККД, %	43,7 (44)	42 (44,4)	44,8	48 (45)	44,43,5*	43	44,3 (44,4)
Температура живильної води, °С	350 (280)	280	280	350	280	280	280
Температура гострої пари, °С	510 (508)	508	500	625	508 (500)*	500	523 (526)
Тиск гострої пари, МПа	25	25	25	25	25	25	25
Спектр нейтронів	Т	Т	Т	Т	Т	Т	Ш
Витрата живильної води, кг/с	2 518 (1 862)	1 816 (1 342)	1 843	1 312 (1 320)	1 113 (1 160)	1 177	1 897 (1 694)

Примітка. Т — тепловий спектр нейтронів; Ш — швидкий спектр нейтронів; у дужках дані [11]; термін експлуатації передбачено від 60 до 75 років (Canadian SCWR).

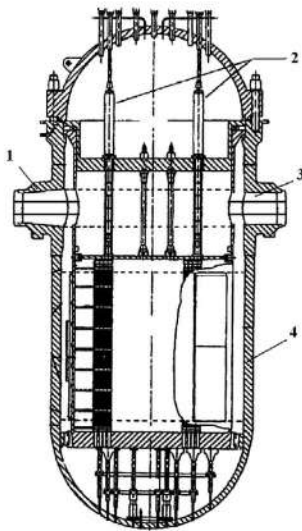


Рис. 2. Загальна конструкція реактора INEEL за першим варіантом його розробки [14]

1 — патрубок входу теплоносія; 2 — приводи СУЗ; 3 — патрубок виходу пари; 4 — корпус

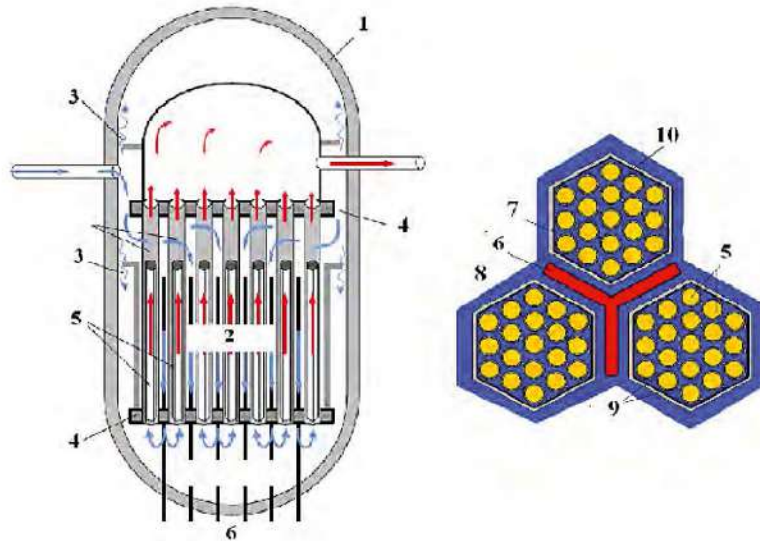


Рис. 3. Загальна конструкція реактора INEEL за другим варіантом його розробки [15]

1 — корпус; 2 — АкЗ; 3 — байпасні канали; 4 — нижня решітка; 5 — канали з ТВЗ; 6 — органи СУЗ; 7 — водний теплоносій; 8 — водний уповільнювач; 9 — елемент дистанціювання; 10 — робочий канал з ТВЗ

2) АкЗ є конструктивно адаптованою до створення теплового спектра нейтронів на основі використання води як теплоносія та уповільнювача;

3) ядерним паливом є діоксид урану зі збагаченням на рівні 5 %, виробництво якого має бути забезпечено на основі добре освоєної технології виготовлення паливних таблеток;

4) експлуатація РУ має забезпечуватись у базовому режимі її навантаження.

Основні результати робіт, що були виконані за проектом INEEL, наведено в роботах [14, 15]. В останній із них всебічно розглядаються такі аспекти: а) паливний цикл; б) нейтронно-фізичні характеристики; в) варіанти виконання АкЗ; г) обґрунтування матеріалів для оболонок тепловидільних елементів (ТВЕЛ) та корпусу реактора; д) водно-хімічні режими та корозійні процеси; е) динаміка тріщиноутворення оболонок ТВЕЛ у процесі корозії під навантаженням; ж) функціонал системи управління та захисту (СУЗ); з) аналіз безпеки реактора.

Конструкція реактора INEEL є загалом подібною до конструкції РУ з ЯР PWR, що має однозаходну схему циркуляції теплоносія в АкЗ (рис. 2), як про це свідчить робота [14]. Крім того, опрацьовано також і варіант, який є подібним до киплячого реактора типу BWR (рис. 3) [15]. Відповідно до даних роботи [16] корпус реактора має таку геометрію: висота 12,4 м,

внутрішній діаметр 5,35 м, товщина корпусу 0,46 м, загальна маса 780 т. Матеріалом корпусу є сталь типу SA-533 або SA-508 Grade 3 за класом 1SA-508 [15]. Два вхідних патрубки на рис. 2 використовуються для підведення теплоносія, а два вихідних — для відводу підігрітого в реакторі робочого тіла на турбіну. При цьому гранично припустимий флюенс нейтронів на корпусі ЯР становить $5 \cdot 10^{19}$ нейтрон/см². Геометричні розміри АкЗ за першим варіантом: висота 4,3 м, діаметр 3,93 м. В АкЗ цього реактора розташовано 145 тепловидільних збірок (ТВЗ), у кожній з яких у квадратній решітці розміщено 300 ТВЕЛ із кроком 11,2 мм. Діаметр ТВЕЛ 10,2 мм. Оболонка ТВЕЛ має бути виконана з нікелевого сплаву товщиною 0,63 мм. Вигорання палива за початкового збагачення 5 % обмежується величиною 45 МВт доба/кг UO₂. Окремі варіанти виконання АкЗ розрізняються структурою розміщення порожнин із водним уповільнювачем або в межах ТВЗ, тобто безпосередньо в паливній решітці відповідно до першого варіанта, або між окремими ТВЗ за другим варіантом.

Як передбачено першим варіантом виконання АкЗ, у кожній ТВЗ розміщено 36 водних порожнин із квадратним перетином для розміщення поглинальних елементів (ПЕЛ), тобто ПЕЛ СУЗ із поглинальним матеріалом В₄С, що має використовуватись для аварійного захисту, та сплавом Ag-In-Cd для забез-

печення регулювання потужності ЯР. Перепад тиску теплоносія на АкЗ має становити близько 0,15 МПа за його витрати 1 660 кг/с. Середня питома енергонапруженість АкЗ відповідає 69,4 кВт/л (тобто в 1,5 раза менша, ніж у сучасних зразках водо-водяних ЯР типу ВВЕР і РWR). Середнє лінійне навантаження ТВЕЛ 192 Вт/см, а максимальне значення цього параметра 390 Вт/см, що також менше, ніж у ВВЕР та РWR. Аксіальна та радіальна нерівномірності розподілу енерговиділення в АкЗ характеризуються відповідними коефіцієнтами: $K_z = 1,4$, $K_r = 1,3$.

У процесі розробки ескізного проекту ЯР типу INEEL, крім першого варіанта АкЗ — з розміщенням порожнин, що містять рідкий або твердий уповільнювач безпосередньо в ТВЗ, було опрацьовано також і другий варіант із каналною локалізацією уповільнювача. У цьому варіанті поміж чохлами ТВЗ водний уповільнювач спочатку рухається згори донизу АкЗ як «холодний» теплоносій, що має забезпечувати спочатку уповільнення нейтронів. У нижній камері ЯР під АкЗ цей водний уповільнювач змінює напрямок свого руху і подається в канали ТВЗ уже як теплоносій для відводу тепла від ТВЕЛ, а також частково для уповільнення нейтронів. Згідно з ескізним проектом робочі органи СУЗ розташовано в нижній частині корпусу ЯР INEEL подібно до системи регулювання реакторів ВWR. Така конструктивна схема комплексу органів СУЗ дозволяє, зокрема, суттєво спростити компоновку внутрішньокорпусних пристроїв.

Очевидно, що застосування у проекті реактора INEEL одноконтурної теплової схеми з подачею радіоактивної пари безпосередньо до парової турбіни дещо збільшує радіоактивність в її проточній частині. Відповідні дослідження було виконано в роботі [14], де представлено результати розрахункової оцінки рівня радіоактивності в проточній частині парової турбіни. Ці оцінки виявили зростання на 12% рівня радіації в порівнянні з радіоактивністю пари на вході в турбіну після ЯР ВWR, де менший вихід радіонуклідів обумовлено рециркуляцією теплоносія. Основні технічні характеристики американської розробки ескізного проекту реактора INEEL наведено вище в табл. 1. Слід зазначити, що ця розробка має, загалом, достатній рівень проектного обґрунтування і спирається на довершену методичну та експериментальну базу для оцінки запропонованих технічних рішень. Утім, після завершення проектних розробок цього перспективного реактора за програмою SCWR створення прототипу цієї РУ досі не розпочато.

Європейський реактор НPLWR. Визначальні технічні параметри та характеристики іншого перспективного реактора НPLWR європейської розробки, концептуальний проект якого було завершено у 2010 р., наведено в табл. 1. Цей реактор має такі габарити корпусу: висота 14,29 м, внутрішній діаметр 4,46 м, товщина стінки 0,45 м. У свою чергу контейнер має внутрішню висоту 23,7 м і діаметр 20 м. Із трьох розглянутих проектантими варіантів схеми циркуляції в АкЗ реактора НPLWR (одно-, дво- і тризаходні) в роботі [10] обґрунтовано вибір саме тризаходної схеми циркуляції, яку наведено на рис. 4. Конструктивну компоновку реактора типу НPLWR наведено на рис. 5 за даними роботи [16]. Як було з'ясовано за результатами виконаних свого часу досліджень для каналних реакторів із надкритичними параметрами у роботах [17, 18], дво- і тризаходні схеми циркуляції теплоносія в АкЗ дають змогу створити в кінцевих частинах ТВЗ (тобто в їхніх верхніх або нижніх частинах) теплогідролічні зони, де мають бути досягнуті псевдокритичні температури. З огляду на це саме в цих зонах і можна очікувати активізацію водно-хімічних процесів та виникнення областей з аномальним теплообміном, зокрема зон його суттєвого погіршення. Проте на думку розробників проекту, у кінцевих частинах АкЗ питома щільність теплового потоку на поверхні тепловіддачі ТВЗ є дещо меншою, і можна очікувати зменшення небезпеки перегріву оболонок ТВЕЛ та перевищення їхньої граничної температури, як це передбачається в роботі [18]. На наш погляд, це припущення виглядає занадто оптимістичним. Водночас в умовах застосування тризаходної схеми циркуляції середня масова швидкість теплоносія в АкЗ близько 1 600 кг/м²с, що суттєво перевищує цей параметр в одно- і двозаходних схемах, що також інтенсифікує теплообмін ТВЕЛ із теплоносієм. З огляду на це можна очікувати деяке зниження градієнта температури й поліпшення умов охолодження поверхні ТВЕЛ саме при організації дво- і тризаходних схем циркуляції теплоносія. Таким чином, організація однозаходної схеми циркуляції теплоносія в роботах [10, 18] видається недоцільною.

З іншого боку, практична реалізація складних схем циркуляції в АкЗ суттєво ускладнює можливість ефективного теплообміну в разі виникнення проектних аварій з втратою теплоносія (наприклад, під час розриву вхідного трубопроводу), а також зумовлює необхідність урахування впливу порушення руху теплоносія не тільки на поверхні ТВЕЛ у ТВЗ,

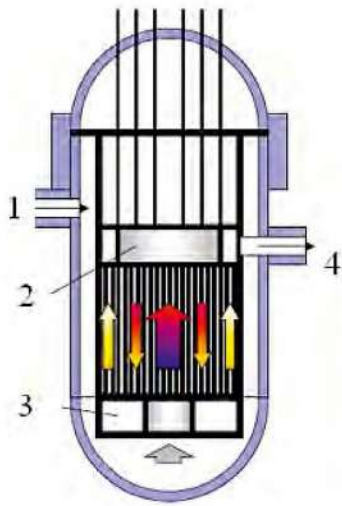


Рис. 4. Схема циркуляції теплоносія у перспективному європейському реакторі HPLWR [16]:

1 — вхідний патрубок; 2 — паровий об'єм — камера змішування; 3 — нижня камера змішування; 4 — вихідний патрубок

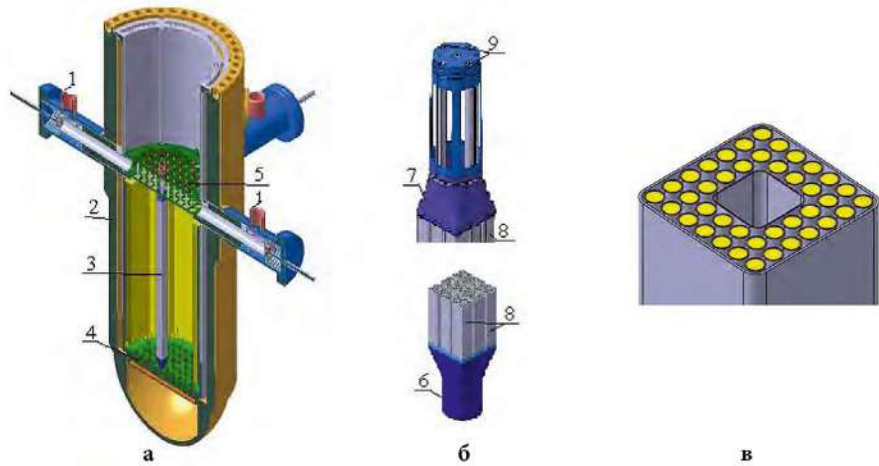


Рис. 5. Конструктивна компоновка ЯР типу HPLWR (а), кластера з ТВЗ (б) та паливної збірки (в) [16]:

1 — вхідний патрубок; 2 — корпус; 3 — кластер з ТВЗ; 4 — опорна плита; 5 — паровий об'єм; 6 — хвостовик кластера; 7 — верхня частина кластера; 8 — ТВЗ; 9 — отвори для ПЕЛ СУЗ

але також ПЕЛ СУЗ. Загалом у цьому зв'язку можна констатувати, що організація циркуляції теплоносія між різними зонами в АкЗ HPLWR, що суттєво відрізняються своїми температурними режимами, є недостатньо опрацьованою і з огляду на це потребує реалізації комплексу достатньо складних теплофізичних досліджень для оцінки особливостей негативного впливу недостатньо досліджених ефектів погіршення теплообміну на поверхні ТВЕЛ в умовах надкритичних параметрів теплоносія. Очевидно, що вирішення широкого кола цих проблемних питань слід розглядати як необхідну передумову розвитку технологій SCWR в ядерній енергетиці майбутнього.

З огляду на загальну теплогідравліку перспективного реактора HPLWR слід відзначити наведене нижче. Тризаходна схема циркуляції теплоносія об'єктивно зумовлює поділ АкЗ на три характерні теплофізичні зони: 1) зону пароутворення з підйомним рухом теплоносія у центральній частині ЯР; 2) зону перегріву з опускним рухом теплоносія; 3) зону перегріву з підйомним рухом теплоносія у периферійній частині корпусу. Відповідно до проектних розробок HPLWR АкЗ цього ЯР складається з 1404 ТВЗ, що об'єднані у 9 груп ТВЗ із 156 кластерами. При цьому в ТВЗ розміщено 40 ТВЕЛ із діаметром їхньої оболонки 8 мм і товщиною 0,5 мм. Крок решітки ТВЕЛ 9,44 мм. Дистанціювання ТВЕЛ забезпечується використанням дротової навивки з кроком 200 мм при діаметрі дроту 1,34 мм. Загалом середня питома енер-

гонапруженість АкЗ у цьому реакторі 57,3 кВт/л, тобто є меншою на 21 %, ніж у SCWR INEEL, і в ~2 рази нижчою, ніж у сучасних ВВЕР та PWR. Максимальне лінійне навантаження ТВЕЛ досягає 390 Вт/см і є близьким до значення цього параметра в американському проекті INEEL. Проте через менший діаметр ТВЕЛ у реакторі HPLWR щільність теплового потоку є вищою за INEEL приблизно в 1,3 рази. Тепловий спектр нейтронів забезпечується розміщеною в центрі ТВЗ водяною порожниною з квадратним перерізом 26,9 × 26,9 мм.

Як зазначено вище, у ТВЗ передбачено прошарок води між окремими ТВЕЛ, що має товщину 9 мм. Напрямок руху води в цій водяній порожнині є опускним. Навпаки, у робочих каналах ТВЗ він є підйомним. Крім того, напрямок руху води в ТВЗ залежить також від місця її установки. Органи регулювання мають як хрестоподібну форму, так і трубчасту геометрію з квадратним перетином. Вони розташовані в зонах пароутворення й перегріву. Передбачено також їхнє введення у водяну порожнину ТВЗ. Як поглинальні матеріали так само, як і в SCWR INEEL, передбачено використовувати сплав Ag-In-Cd у регулюючих стрижнях та карбід бору B_4C в елементах органів СУЗ [10]. Разом з тим застосування Ag-In-Cd із порівняно невисокою температурою плавлення, що становить близько 800 °С, особливо в зоні перегріву HPLWR є проблемним і потребує додаткового матеріалознавчого наукового пошуку, оскільки в ре-

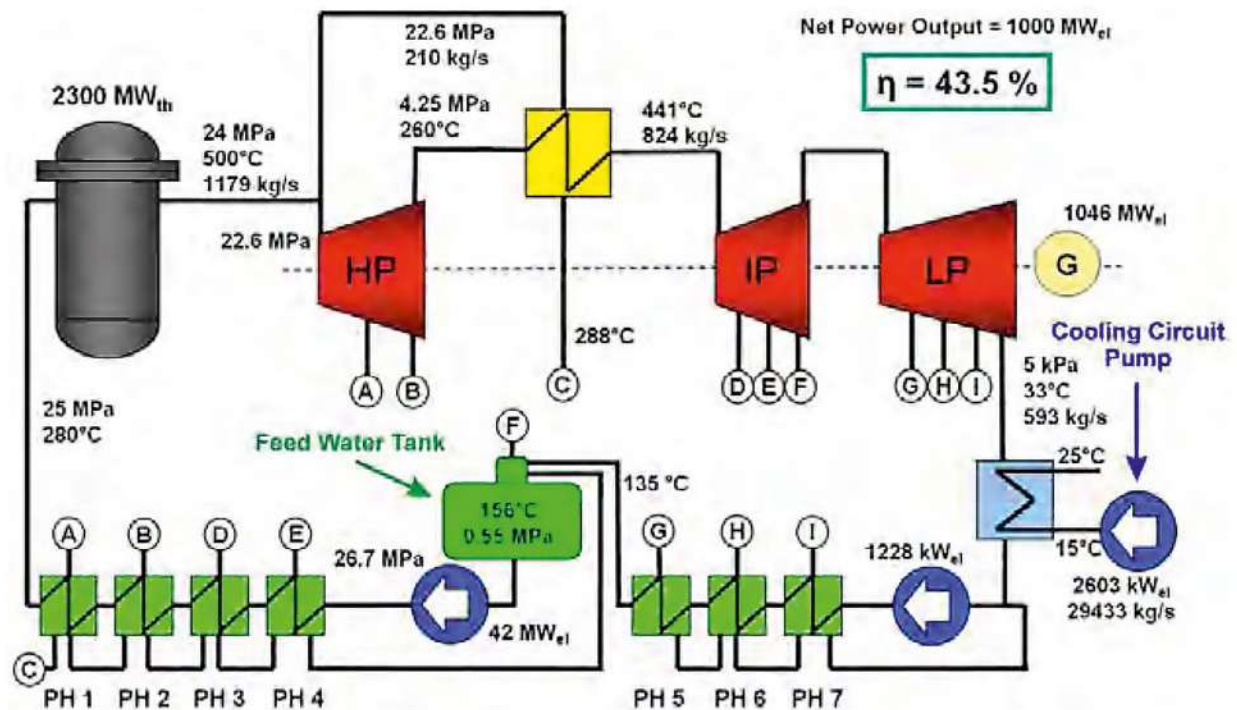


Рис. 6. Одноконтурна теплова схема ядерного енергоблока з перспективним реактором HPLWR [9]

жимах із порушенням штатних умов експлуатації та в умовах аварій існує можливість перегріву ПЕЛ і розплавлення сплаву Ag-In-Cd. З огляду на таку можливість у роботі [19] запропоновано використання поглинального матеріалу стрижнів СУЗ із більш високою температурою плавлення, зокрема на основі титанату диспрозію. У паливній композиції планується також застосування вигоряючого поглиначка на основі оксиду гадолінію Gd_2O_3 до 3% від загальної маси паливної композиції на основі UO_2 .

Рис. 6 ілюструє запропоновану одноконтурну теплову схему ядерного енергоблока з реактором HPLWR, на якій зазначено основні технологічні параметри в головних структурних елементах цієї схеми відповідно до даних роботи [9]. З метою підвищення ККД енергоблока та забезпечення прийнятної рівня вологості пари в ступенях середнього та низького тиску турбоагрегату передбачено застосування проміжного перегріву пари з 260 °C після частини високого тиску до 441 °C.

Головні особливості китайського проекту за програмою SCWR China CSR-1000. У Китаї дослідження та проектні розробки перспективного ЯР за програмою SCWR суттєво активізувалися протягом останніх двох десятиліть. Китайський проект корпусного ЯР з надкритичними параметрами теплоносія отримав назву China CSR-1000. Цей проект базується на

основі системного аналізу технічних рішень, що були отримані в попередніх роботах розробників в інших країнах світу, як про це свідчить публікація [20]. Конструктивні відмінності від вищерозглянутих корпусних реакторів, зокрема INEEL та HPLWR, полягають у зміні схеми циркуляції теплоносія в АкЗ — замість тризаходної схеми в HPLWR і однозаходної в INEEL застосовується проміжна — двозаходна схема.

Показово, що АкЗ ЯР типу China CSR-1000 формується з 177 ТВЗ, із яких 57 ТВЗ розташовано в її центральній частині, а 120 ТВЗ формують периферію зони. У стандартній ТВЗ розміщено 224 ТВЕЛ, зовнішній діаметр яких від 9,5 до 10 мм, тобто є меншим від діаметра ТВЕЛ реактора INEEL, що становить 10,2 мм, але перевищує діаметр ТВЕЛ європейської розробки з ЯР HPLWR, який дорівнює 8 мм.

З точки зору нейтронної кінетики вагомою перевагою застосованої в цьому ЯР типу China CSR-1000 двозаходної схеми циркуляції є можливість забезпечення негативного пустотного коефіцієнта реактивності, що відіграє істотну стабілізаційну роль у характеристиках ядерної безпеки цього перспективного реактора.

Канадські розробки за програмою Canadian SCWR. У 2015 р. в Канаді завершено розробку концептуального проекту реактора з каналною структурою АкЗ за програмою Canadian SCWR [10,

11, 21, 22]. Основні характеристики цього проекту наведено вище в порівняльній таблиці. Загалом слід відзначити, що внаслідок коректування розробниками деяких визначальних параметрів теплової схеми, а також значень витрат електроенергії на власні потреби в різних роботах вони є дещо відмінними, а дані щодо величини електричної потужності блока за його стандартної теплової потужності 2 540 МВт також відрізняються. При цьому відмінності в електричній потужності становлять від 1 140 до 1 255 МВт. Існували також і деякі відмінності в значеннях витрат теплоносія в АкЗ (у межах 1 254–1 320 кг/с). Відповідно коректувалися і розрахункові значення ККД ядерного енергоблока з цим перспективним ЯР (від 45 до 49,4%). Показово, що температура теплоносія на виході з АкЗ була прийнята на рівні 625 °С, тобто відповідала максимально можливій на сьогодні, як про це свідчить робота [6]. Цей визначальний параметр обумовлює обрання саме нікелевого сплаву як конструкційного матеріалу для оболонок ТВЕЛ. При цьому температура теплоносія на вході в АкЗ прийнята на рівні 350 °С, тобто на 60–70 °С вище, ніж у більшості проектів РУ за програмою SCWR (див. табл. 1). Розробники вважають, що зазначене підвищення температури на вході в ЯР (крім зниження щільності теплоносія на 24% і підвищення його ентальпії на 32%) спричиняє перехід потенційно небезпечної зони із псевдокритичною температурою теплоносія (377–384 °С), за якої можливі не тільки інтенсифікація небажаних водно-хімічних процесів на поверхні ТВЕЛ, але й виникнення режимів погіршення теплообміну, у нижню частину ТВЗ із меншим енерговиділенням, як це зазначається в роботі [18]. В АкЗ цього реактора має бути розміщено 336 паливних каналів, переріз та схему циркуляції теплоносія в яких наведено на рис. 7 і 8.

Розміри АкЗ РУ типу Canadian SCWR: діаметр 5,5 м, висота 5 м. Кількість ТВЕЛ у паливному каналі, а також конструкція каналу неодноразово змінювались у процесі розробки концепції. Зокрема розглядались варіанти з 43, 54, 78 і 64 ТВЕЛ в одному каналі. Кінцевий варіант на сьогодні такий: 64 ТВЕЛ розміщено у двох рядах по 32 ТВЕЛ у кожному; у центральній частині паливного каналу передбачено опускне відділення для теплоносія. Діаметр оболонки ТВЕЛ дорівнює 10 мм у зовнішньому ряді збірки і 9,5 мм у її внутрішньому ряді. При цьому товщина оболонки становить 0,6 мм. Геометричні розміри каналу: зовнішній діаметр 181,4 мм, внутрішній — 136 мм. Канал складається з опорного

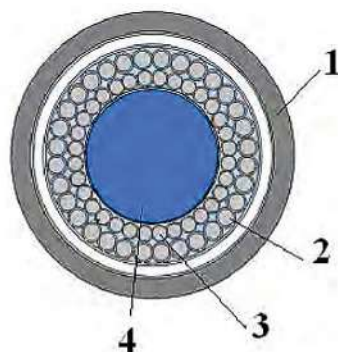


Рис. 7. Переріз паливного каналу реактора Canadian SCWR [16]: 1 — корпус з цирконієвого сплаву; 2, 3 — ТВЕЛ зовнішнього та внутрішнього рядів; 4 — зона опускного руху теплоносія

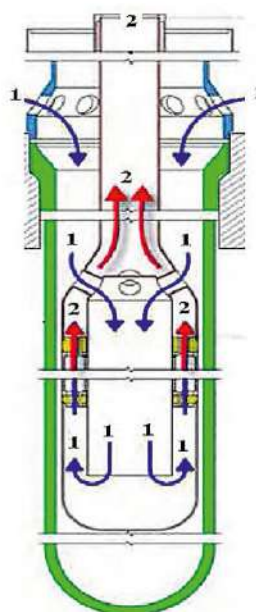


Рис. 8. Схема циркуляції теплоносія в паливному каналі реактора Canadian SCWR [16]: 1 — підведення теплоносія; 2 — вихід підігрітого теплоносія

елемента — корпусу (зовнішньої труби) з цирконієвого сплаву, що розрахований на тиск теплоносія $p = 25$ МПа. Корпус має товщину 12 мм, покритий керамічним шаром з ZrO_2 і стабілізується оксидом ітрію. Внутрішня труба каналу, в якій передбачено опускний рух теплоносія, має товщину 0,7 мм. Крок розміщення каналів в АкЗ 250 мм. Вода у центральній порожнині каналу поряд з D_2O (яка перебуває у проміжках між каналами) забезпечує формування необхідного спектра нейтронів. Крім того, система з уповільнювачем D_2O ($p = 0,3$ МПа) додатково виконує функцію пасивної системи охолодження, що має винесений теплообмінник, розміщений у резервуарі з водою поза і вище реактора. Комплекс СУЗ має робочі органи, розміщені в уповільнювачі D_2O перпендикулярно до паливних каналів. Таким чином,

у теплоносії з надкритичними параметрами знаходяться ТВЕЛ і внутрішня труба паливних каналів, а також відповідні трубопроводи, циркуляційний насос, підігрівачі та частина високого тиску парової турбіни. Як зазначено вище, як конструкційний матеріал оболонки ТВЕЛ запропоновано використати сплави нікелю 625, 800Н, а також 718. Максимальна температура оболонки ТВЕЛ на початку і в кінці кампанії має бути на рівні 750 і 808 °С. За гранично допустиму температуру оболонки ТВЕЛ прийнято 850 °С. У проєкті Canadian SCWR прийнято збагачення палива на 2 % вище, ніж в інших сучасних реакторах типу PWR.

Висновки

1. Компактність РУ, ескізні проєкти яких за програмою SCWR було розроблено за останні роки в деяких провідних країнах світу, а також відповідні для цих реакторів теплові схеми ЯЕУ, що передбачають реалізацію термодинамічних циклів із водним теплоносієм надкритичних параметрів, забезпечують можливість зменшення капітальних витрат на спорудження ядерних енергоблоків, а також скорочення термінів їхнього будівництва.

2. Очікуване зниження капітальних витрат на спорудження перспективного ядерного енергоблока електричною потужністю 1 000 МВт, що оснащений корпусним реактором SCWR наступного (четвертого) покоління, має становити відповідно близько 20 % (за параметрів робочого тіла на виході з ЯР $T = 500$ °С; $p = 25$ МПа) та близько 40 % (у разі збільшення температури до рівня $T = 625$ °С).

3. Зарубіжними розробниками перспективних РУ за програмою SCWR опрацьовано ескізні проєкти ЯР з одно-, дво- та тризаходними схемами циркуляції теплоносія, а також із фізичними та конструктивними особливостями АкЗ, що забезпечують формування у відповідному типі реактора з надкритичними параметрами теплоносія теплового або швидкого спектра нейтронів.

4. Наявні ескізні розробки РУ за програмою SCWR загалом мають лише концептуальний характер, суттєво віддалений не тільки від етапу створення діючого прототипу відповідної перспективної ЯЕУ з реактором зазначеного типу, але й від стадії реалізації технічного проєкту такої енергоустановки.

5. Об'єктивною перешкодою переходу до стадії технічного проєктування ЯЕУ з реакторами SCWR слід вважати, насамперед, значні ускладнення з ви-

конанням теплогідрравлічного розрахунку АкЗ цих реакторів через недостатню дослідженість на сьогодні деяких визначальних теплофізичних особливостей перебігу теплових та гідродинамічних процесів в області погіршеного теплообміну за надкритичних параметрів теплоносія, зокрема процесів псевдокипіння та коливальної нестійкості робочих каналів ЯР.

6. Реалізацію широкої програми теплофізичних досліджень у каналах перспективних реакторів SCWR із надкритичними параметрами теплоносія слід розглядати як необхідну передумову до майбутнього етапу технічного проєктування та створення експериментальних прототипів цих ЯЕУ, без виконання яких ядерна безпека таких АЕС не може бути гарантована.

7. З огляду на попередній характер світових ескізних розробок ЯЕУ з реакторами SCWR та необхідність їхнього ґрунтовного наукового забезпечення перспектива впровадження цієї прогресивної ядерної енерготехнології в ядерній енергетиці України видається суттєво віддаленою.

Список використаної літератури

1. Энергетична стратегія України на період до 2035 року «Безпека, енергоефективність, конкурентоспроможність». — Режим доступу: <http://inpe.kmu.gov.ua/minugol/doccatalog/document?id=245239554> (дата звернення: 10.02.2019).
2. Кириллов П. Л. Водоохлаждаемый реактор ВВЭР-СКД (предварительные разработки) / П. Л. Кириллов // Известия ВУЗов. Ядерная энергетика. — 2013. — № 1. — С. 11–13.
3. Ядерная энергетика: учебное пособие / Н. А. Азаренков, Л. А. Булавин, И. И. Залюбовский [и др.]. — Харьков : ХНУ имени В. Н. Каразина, 2012. — 480 с.
4. Баранаев Ю. Д. Реактор, охлаждаемый водой сверхкритического давления, ВВЭР СКД — основной претендент в «Супер-ВВЭР» / Ю. Д. Баранаев, П. Л. Кириллов, А. В. Клушин // Препринт ФЭИ-3188. — 2010. — С. 29–35.
5. Supercritical Water-cooled Reactor, report of SCWR System Steering Committee // 12th INPRO Dialogue Forum (Vienna, Austria, April 13–15, 2016). — P. 66.
6. GIF R&D Outlook for Generation IV Nuclear Energy Systems (August 21, 2009). — 32 p.
7. Синев Н. М. Экономика атомной энергетики / Н. М. Синев, Б. Б. Батуров // Основы технологии и экономики производства ядерного топлива. — Москва : Атомиздат, 1980.

8. Conceptual Proposals on Reactor VVER-SCW Developed on the Basis of Technologies of VVER and Steam-Turbine Installations at Supercritical Parameters / P. Alekseev [et al.] // Proceedings of the 7th International Symposium on Supercritical Water-Cooled Reactors ISSCWR-7 (Helsinki, Finland, March 15–18, 2015). — Report ISSCWR7-No.2055.
9. Schulenberg T. High Performance Light Water Reactor. Design and Analyses / T. Schulenberg, J. Starflinger. — KIT, Scientific Publishing. — 2012. — p. 242.
10. Conceptual Mechanical Design for a Pressure-Tube Type Supercritical Water-Cooled Reactor / M. Yetisir, W. Diamond, L. K. H. Leung, D. Martin, R. Duffey // Proceedings of the 5th International Symposium on Supercritical Water-cooled Reactors (Vancouver, Canada, March 13–17, 2011).
11. Pioro I. L. Heat transfer and hydraulic resistance at supercritical pressures in power-engineering applications / I. L. Pioro, R. B. Duffey. — New York : ASME Press, 2007. — 334 p.
12. Концептуальные предложения по стенду-прототипу реактора ВВВЭР-СКД / В. М. Махин, В. А. Мохов, В. Я. Беркович и др. // Тяжелое машиностроение. — 2015. — № 7–8. — С. 45–51.
13. Baranaev Y. D. Neutronic Characteristics of 30 MWT SCW Experimental Reactor / Y. D. Baranaev, A. P. Glebov, P. L. Kirillov // Proceedings of the ISSCWR-2013 (Shenzhen, China, March, 2013).
14. Buongiorno J. Supercritical Water Reactor (SCWR). Progress Report for the FY-03 Generation-IV R&D Activities for the Development of the SCWR in the U.S., INEEL / EXT-03-01210 / J. Buongiorno, P. E. MacDonald. — INEEL, 2003. — 38 p.
15. MacDonald P. E. Feasibility Study of Supercritical Light Water Cooled Reactors for Electric Power Production. Progress Report for Work Through September 2003 2nd Annual Report and 8th Quarterly Report, INEEL/EXT-03-01277 / P. E. MacDonald, J. Buongiorno, C. Davis, R. Witt. — INEEL, 2003. — 138 p.
16. Махин В. М. Концептуальные предложения по водоохлаждаемому реактору со сверхкритическими параметрами / В. М. Махин, А. Н. Чуркин // Вопросы атомной науки и техники. Сер. Физика ядерных реакторов. — 2017. — Вып. 1. — С. 48–65.
17. Михан В. И. Канальные водографитовые реакторы с перегревом пара / В. И. Михан, Ю. И. Митяев, Г. А. Зверева // Вопросы атомной науки и техники. Сер. Физика и техника ядерных реакторов. — 1978. — Вып. 1 (21). — С. 68–73.
18. Батуров Б. Б. Оптимизационные технико-модели реакторных установок типа РБМ-К и РБМ-КП / Б. Б. Батуров, Ю. И. Корякин, В. Г. Смирнов // Вопросы атомной науки и техники. Сер. Физика и техника ядерных реакторов. — 1978. — Вып. 1 (21). — С. 79–91.
19. VGERs- Supercritical Water-Cooled Graphite-Moderated Power Reactor / V. K. Vikulov, V. Ye. Gmyrko, I. I. Grozdov [et al.] // Advanced Nuclear fuel cycle for the 21st century (Nizhny Novgorod, Russia, September 24–27, 2007). — P. 104.
20. Zhang W. Preliminary Core Conceptual Design of 1000 MWe SCWR. Report 13066 / W. Zhang // Proceedings of the 6th International Symposium on Supercritical Water-Cooled Reactors (ISSCWR-6) (Shenzhen, China, March 3–7, 2013).
21. Chow C. K. Conceptual fuel channel designs for CANDU-SCWR / C. K. Chow, H. F. Khartabil // Nuclear Engineering and Technology. — 2007. — Vol. 40, No. 2. — P. 139.
22. Leung L. Overview of SCWR Concepts // IAEA-SJTU Course on Science and Technology of SCWRs, Shanghai, China, 2013.

**И. Г. Шараевский, Н. М. Фиалко, Л. Б. Зимин,
А. В. Носовский, Т. С. Власенко, Г. И. Шараевский**

*Институт проблем безопасности АЭС НАН Украины,
ул. Лысогорская, 12, Киев, 03028, Украина*

Мировые тенденции развития конструкций водоохлаждаемых реакторов со сверхкритическим давлением

Приведен критический по отношению к условиям Украины обзор состояния разработки пилотных проектов канальных и корпусных энергетических водоохлаждаемых реакторов со сверхкритическим давлением (SCWR) в ведущих в этой области странах мира — США, Канаде, Японии, Германии и др. Российские проекты подобных реакторов предполагается рассмотреть отдельно. Оценены преимущества и недостатки предложенного в этих проектах перехода на одноконтурную схему циркуляции теплоносителя с целью снижения капитальных и эксплуатационных затрат на строительство и эксплуатацию энергоблоков мощностью до 1 200 МВт (эл.) для концепций реакторов с быстрым, тепловым и смешанным спектрами нейтронов в активной зоне.

Ключевые слова: энергетический водоохлаждаемый реактор, схема циркуляции теплоносителя, сверхкритические параметры.

**I. G. Sharaevsky, N. M. Fialko, L. B. Zimin,
A. V. Nosovskyi, T. S. Vlasenko, G. I. Sharaevsky**

*Institute for Safety Problems of Nuclear Power Plants,
NAS of Ukraine, 12, Lysogir'ska st., Kyiv, 03028, Ukraine*

World Trends of Construction Development of Water-Cooled Supercritical Pressure Reactors

The article is devoted to critical review of the state of theoretical and experimental scientific researches, creation of calculation methods and concepts, as well as development of conceptual pilot projects of channel and tank water cooled reactors with supercritical pressure of coolant (SCWR) in the USA, Canada, Japan, Germany, and more. Russian projects for such reactors are to be considered individually in the future. The main technical and economic characteristics of these projects are presented and compared in a generalized way. Advantages and disadvantages of the transition to the single-circuit scheme of circulating coolant with nuclear overheating of steam in realization of different variants of working fluid movement organization are estimated in these projects. Known forecasts for the reduction of capital and operating costs for the construction and operation of power units up to 1,200 MW (el) are analyzed for the concepts of fast, thermal and mixed neutron spectrums in the core. Insufficient validity issues of heat exchange processes safety on the surface of fuel elements in the core is revealed, in particular, taking into account the possibility of a potentially dangerous phenomenon of its fluid pseudo-boiling in the conditions of supercritical parameters of the coolant. The necessity to carry out an additional set of appropriate bench of experimental studies was emphasized in order to increase the reliability of the expected technical and environmental safety indicators.

Keywords: water-cooled energy reactor, circuit of coolant circulation, supercritical parameters.

References

1. *Energy Strategy of Ukraine for the period up to 2035 «Safety, Energy Efficiency, Competitiveness»*. Approved by the CMU of 18.08.2017, no. 605-p., 66 p. Available at: <http://inpe.kmu.gov.ua/minugol/doccatalog/document?id=245239554> (in Ukr.)
2. Kirillov P. L. (2013). Vodookhlazhdaemyi reaktor VVER-SKD (predvaritel'nye razrabotki) [Water-cooled VVER-

- SCP reactor (preliminary developments)]. *Izvestiya VU-Zov. Yadernaya energetika* [University News. Nuclear power], no. 1, pp. 11–13. (in Russ.)
3. Azarenkov N. A., Bulavin L. A., Zaliubovsky I. I., Kirichenko V. G., Nekliudov I. M., Shiliaev B. A. (2012). *Yadernaya energetika: uchebnoe posobie* [Nuclear Energy: A Tutorial]. Kharkiv: V. N. Karazin Kharkiv National University, 480 p. (in Russ.)
4. Baranaev Yu. D., Kirillov P. L., Klushin A. V. (2010). *Reaktor, okhlazhdaemyi vodoi sverkhkriticheskogo davleniya, VVER SKD — osnovnoi pretendent v "Super-VVER"* [Supercritical water cooled reactor, VVER SCP — the main contender in Super-VVER]. Preprint FEI-3188, pp. 29–35. (in Russ.)
5. Supercritical Water-cooled Reactor. Report of SCWR System Steering Committee. *Proceedings of the 12th INPRO Dialogue Forum (Vienna, Austria, April 13–15, 2016)*, p. 66.
6. GIF R&D Outlook for Generation IV Nuclear Energy Systems (August 21, 2009), p. 32.
7. Sinev N. M., Baturov B. B. (1980). *Ekonomika atomnoy energetiki* [Economics of nuclear energy]. In: *Osnovy tekhnologii i ekonomiki proizvodstva jadernogo topliva* [Fundamentals of technology and economics of nuclear fuel production]. Moscow: Atomizdat. (in Russ.)
8. Alekseev P. et al. (2015). Conceptual Proposals on Reactor VVER-SCW Developed on the Basis of Technologies of VVER and Steam-Turbine Installations at Supercritical Parameters. *Proceedings of the 7th International Symposium on Supercritical Water-Cooled Reactors ISSCWR-7 (Helsinki, Finland, March 15–18, 2015)*. Report ISSCWR7-No2055.
9. Schulenberg T., Starflinger J. (eds.) (2012). *High Performance Light Water Reactor. Design and Analyses*. Karlsruhe: KIT Scientific Publishing, 242 p. Available at: <https://pdfs.semanticscholar.org/a112/3c4de154ad4367146db09b-337930de020b76.pdf>.
10. Yetisir M., Diamond W., Leung L. K. H., Martin D., Duffey R. (2011). Conceptual Mechanical Design for a Pressure-Tube Type Supercritical Water-Cooled Reactor. *Proceedings of the 5th International Symposium on Supercritical Water-cooled Reactors (Vancouver, Canada, March 13–17, 2011)*.
11. Pioro I. L., Duffey R. B. (2007). *Heat transfer and hydraulic resistance at supercritical pressures in power-engineering applications*. New York: ASME Press, 334 p.
12. Makhin V. M., Mokhov V. A., Berkovich V. Ya., Nikitenko M. P., Churkin A. N., Lapin A. V., Kirillov P. L., Baranaev Yu. D., Glebov A. P. (2015). Conceptual proposals on VVER-SCP reactor prototype [Kontseptual'nye predlozheniya po stendu-prototipu reaktora VVER-SKD]. *Tyazheloe mashinostroenie* [Heavy engineering], no. 7–8, p. 45–51. (in Russ.)

13. Baranaev Y. D., Glebov A. P., Kirillov P. L. (2013). Neutronic Characteristics of 30 MWt SCW Experimental Reactor. Report ISSCWR-2013. *Proceedings of the ISSCWR-2013 (China, Shenzhen, March, 2013)*.
14. Buongiorno J., MacDonald P. E. (2003). Supercritical Water Reactor (SCWR). Progress Report for the FY-03 Generation-IV R&D Activities for the Development of the SCWR in the U.S., INEEL/EXT-03-01210. INEEL, 2003, 38 p.
15. MacDonald P. E., Buongiorno J., Davis C., Witt R. (2003). Feasibility Study of Supercritical Light Water Cooled Reactors for Electric Power Production. Progress Report for Work Through September 2003 2nd Annual Report and 8th Quarterly Report INEEL/EXT-03-01277. INEEL, 2003, 138 p.
16. Makhin V. M., Churkin A. N. (2017). Kontseptual'nye predlozheniya po vodookhlazhdaemomu reaktoru so sverkhkritichesкими parametrami [Conceptual proposals for a water-cooled reactor with supercritical parameters]. *Voprosy atomnoi nauki i tekhniki. Ser.: Fizika yadernykh reaktorov* [Problems of Atomic Science and Technology. Ser.: Physics of Nuclear Reactors], no. 1, pp. 48–65. (in Russ.)
17. Mikhan V. I., Mstiaev Yu. I., Zvereva G. A. (1978). Kanal'nye vodno-graphiovye reaktory s peregrevom para [Channel water-graphite reactors with superheating vapor]. *Voprosy atomnoi nauki i tekhniki. Ser.: Fizika yadernykh reaktorov* [Problems of Atomic Science and Technology. Ser.: Physics of Nuclear Reactors] vol. 21, no. 1, pp. 68–73. (in Russ.)
18. Baturov B. B., Koriakin Yu. I., Smirnov V. G. (1978). Optimizacionnye tekhniko-modeli reaktornykh ustanovok tipa RBM-K i RBM-KP [Optimization technical models of RBM-K and RBM-KP reactor plants]. *Voprosy atomnoi nauki i tekhniki. Ser.: Fizika yadernykh reaktorov* [Problems of Atomic Science and Technology. Ser.: Physics of Nuclear Reactors], vol. 21, no. 1, pp. 79–91. (in Russ.)
19. Vikulov V. K., Gmyrko V. Ye., Grozdov I. I., et al. (2007). VGERS — Supercritical Water-Cooled Graphite-Moderated Power Reactor. *Proceedings of the "Advanced Nuclear fuel cycle for the 21st century" (Nizhny Novgorod, Russia, September 24–27, 2007)*, p. 104.
20. Zhang W. (2013). Preliminary Core Conceptual Design of 1000 MWe SCWR. Report 13066. *Proceedings of the 6th International Symposium on Supercritical Water-Cooled Reactors (ISSCWR-6) (Shenzhen, China, March 3–7, 2013)*.
21. Chow C. K., Khartabil H. F. (2007). Conceptual fuel channel designs for CANDU-SCWR. *Nuclear Engineering and technology*, vol. 40, no. 2, pp. 139.
22. Leung L. (2013). *Overview of SCWR Concepts*. In: IAEA-SJTU Course on Science and Technology of SCWRs. Shanghai, China, 2013.

Надійшла 17.02.2020

Received 17.02.2020