

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

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

Головні напрями російських розробок перспективних конструкцій водоохолоджуваних реакторів із надкритичним тиском

Ключові слова:

водоохолоджуваний ядерний реактор, надкритичні параметри теплоносія, техніко-економічні показники.

Наведено аналітичний огляд еволюції спроб створення в умовах колишнього СРСР та Російської Федерації схемних та конструктивних рішень енергетичних водоохолоджуваних ядерних реакторів з ядерним перегрівом пари та надкритичними параметрами робочого тіла. Виконано порівняльне зіставлення низки головних техніко-економічних характеристик подібних розробок каналних та корпусних реакторів, розглянуто наявні відомості щодо результатів дослідної та промислової експлуатації конструкцій реакторів АМБ, оцінено їхні переваги та недоліки з погляду технічної досконалості, надійності та техніко-економічних показників, умов забезпечення радіаційної та екологічної безпеки. Відзначено недостатній рівень завершеності новітніх російських розробок і відсутність остаточних концептуальних проектів, що не надає достатніх підстав для вибору перспективних схемних та конструктивних рішень, необхідних для прийняття обґрунтованих прогнозів щодо можливостей застосування надкритичних параметрів теплоносія в сучасній атомній енергетиці в найближчій перспективі.

Відповідно до міжнародних технологічних зусиль зі створення промислових прототипів водоохолоджуваних реакторів з надкритичними параметрами за програмою Supercritical water-cooled reactor (SCWR) комплексні дослідження за цією програмою свого часу було розпочато також і в Росії. Насамперед це стосується розробки реакторних установок (РУ) четвертого покоління відповідно до програми створення прототипу ядерного реактора (ЯР) ВВЕР-НКТ (рос. ВВЭР-СКД), тобто реактора з надкритичним тиском теплоносія. Як підкреслюється в цьому зв'язку в деяких роботах, наприклад [1–4], цьому перспективному реактору корпусного типу, за попередніми оцінками, притаманні (у порівнянні з реакторами попереднього технологічного покоління) суттєві техніко-економічні переваги. Серед них, зокрема, визначальними є такі: а) суттєво підвищений коефіцієнт корисної дії (ККД),

що сягає 45%; б) одноконтурна схема циркуляції теплоносія в ядерній енергоустановці (ЯЕУ) із суттєво (приблизно вдвічі порівняно з енергоблоком на основі реактора ВВЕР-1000) зниженою металоємністю конструкції; в) низькі витрати природного урану — близько 130 т/ГВт-год виробленої електрики; г) значне (у 1,5–2 рази) зниження капітальних витрат на побудову ядерного енергоблока.

У цьому контексті та з позицій попереднього аналізу очікуваної структурної надійності елементів і систем (особливо ТВЕЛ) створюваного в Росії перспективного реактора ВВЕР-НКТ із високими термодинамічними параметрами робочого тіла у першу чергу слід звернути увагу на наявну генезу розробки російських ЯЕУ з підвищеним термічним ККД на основі ЯР з каналною структурою активної зони (АкЗ). Дійсно, у російській ядерній енергетиці в процесі

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

створення та експлуатації ЯР з каналною структурою АкЗ та ядерним перегрівом пари, таких, зокрема, як АМБ-100 та АМБ-200 на Білоярській АЕС, уже було накопичено значний (і при тому не завжди позитивний) технологічний досвід [5]. Як відомо [6], концепція побудови подібних ЯР не була визнана спеціалістами доцільною навіть за прийнятих у реакторах АМБ, відносно невисоких у порівнянні з ЯР типу SCWR, значеннях термодинамічних параметрів теплоносія. У цьому зв'язку, відповідно до характеристик перспективної РУ з реактором ВВЕР-НКТ, що наведені, зокрема, у нещодавній роботі [7] з аналізу безпеки цих ЯР, важливими є об'єктивні фізичні чинники. Так, насамперед, досягнення ККД = 43 % в ЯЕУ з ВВЕР-НКТ вимагає наявності робочого тиску теплоносія в АкЗ на рівні $p = 24,5$ МПа та температур на вході та виході з тепловидільних збірок (ТВЗ) відповідно 390 та 540 °С. Зазначений рівень робочих термодинамічних параметрів АкЗ реакторів типу ВВЕР-НКТ, незважаючи на вищеперелічені термодинамічні переваги РУ цього типу, викликає істотні сумніви щодо можливості забезпечення надійної та безпечної експлуатації таких ЯЕУ через неминучу в таких умовах високу ймовірність підвищеної аварійності ТВЕЛ. Дійсно, як свідчать результати спеціальних досліджень, узагальнених у роботах [8, 9], надії розробників уникнути виникнення на поверхні тепловіддачі псевдофазового переходу є примарними, оскільки в таких умовах наявність псевдокипіння теплоносія є експериментально підтвердженим фактом (уперше виявлено ще в роботі [10]). У результаті є можливим виникнення суттєвого ускладнення теплообміну через псевдопливкове кипіння, а також унаслідок термоакустичних коливань теплоносія, здатних спричинити специфічні множинні пошкодження поверхні ТВЕЛ, крок яких визначається хвильовими характеристиками цих коливань.

З урахуванням вищезазначених проблемних питань, про які також буде йти мова в нашій наступній публікації з окресленої проблематики, доцільно перейти до аналізу наявних напрацювань, що були отримані російськими розробниками в напрямі створення ЯР з надкритичними параметрами водного теплоносія. Згідно з аналізом розвитку технології, а також досвідом експлуатації ТЕС і АЕС [7] енергетика, як теплова, так і атомна, буде мати сталий розвиток шляхом підвищення термодинамічних параметрів робочого тіла: тиску та температури пари на вході в турбіну. Це, відповідно до законів термодинаміки, підвищує ККД парового циклу і знижує питому витрату пари на одиницю виробленої енергії.

У контексті цих загальних тенденцій розробники РУ запропонували ряд прогресивних концепцій прямиоточних ядерних реакторів з водним теплоносієм за надкритичних параметрів як на теплових SCLWR (super critical light water reactor), так і на швидких SCFR (super critical fast reactor) нейтронах, що мають загалом подібні теплові схеми [11].

Значною перевагою таких реакторів вважається, насамперед, можливість використання серійного обладнання, що є вже розробленим і добре освоєним під час експлуатації ТЕС. Передбачається, що ідентичність теплових схем АЕС із реакторами на теплових та на швидких нейтронах (у них близькі температурні умови) приведе до уніфікації відповідного теплотехнічного обладнання в атомній енергетиці майбутнього.

У цьому контексті необхідно зазначити наявність значного зарубіжного досвіду з експлуатації киплячих водо-водяних реакторів BWR (boiling water reactor), а також існуючий російський технологічний доробок і дещо проблемний експлуатаційний досвід забезпечення надійності одноконтурних ЯЕУ. Зокрема, це стосується проблематики надійного функціонування корпусних ЯР з киплячим теплоносієм типу ВК-50 та ВК-300, що може бути використаний під час розробки одноконтурної АЕС із ВВЕР-НКТ. У цьому зв'язку особливий інтерес представляють інженерні рішення щодо забезпечення стійкості реактора ВК-50, динаміки пускових режимів РУ з BWR і ВК-50, а також методики врахування зміни спектра нейтронів у реакторах киплячого типу з метою підвищення коефіцієнта відтворення та вигорання ядерного палива.

Прийнята в Росії для перспективних АЕС із ВВЕР-НКТ одноконтурна теплова схема відрізняється від означених вище схем ЯЕУ насамперед тим, що як теплоносієм у цьому реакторі використовується вода з надкритичними параметрами. Спеціалісти теоретично передбачають, що в умовах надкритичного тиску відсутній фазовий перехід у термодинамічній системі «рідина — пара». З огляду на це, вода за надкритичних параметрів може вважатися однофазним робочим тілом, властивості якого є суттєво залежними від температури. Тепловіддача з поверхні ТВЕЛ реалізується передусім у діапазоні псевдокритичної температури, яка відповідає максимуму теплоємності. При цьому для тиску 25 МПа значення псевдокритичної температури становить близько 385 °С.

На рис. 1 [11] наведено запроєктовану розробниками типову схему одноконтурної ЯЕУ з перспективним реактором ВВЕР-НКТ, що передбачає подачу водяної пари з надкритичними параметрами безо-

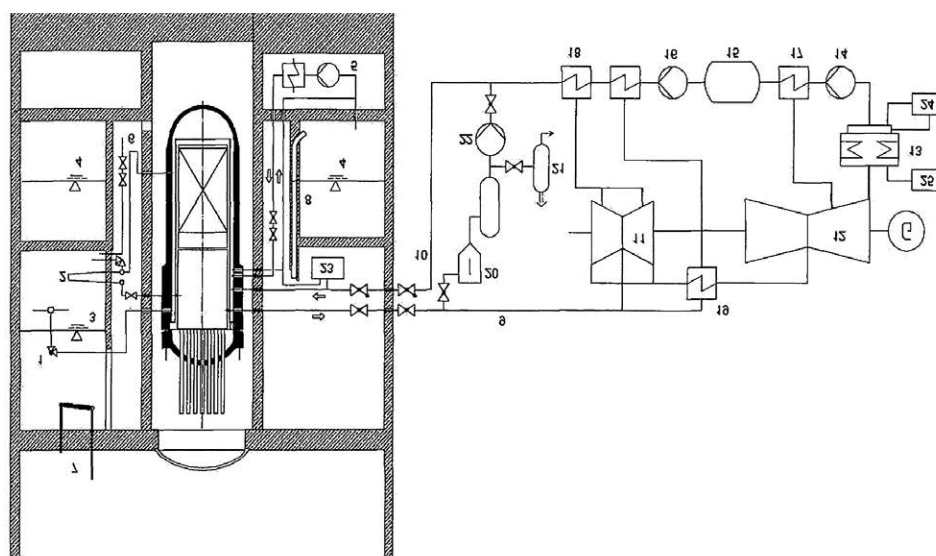


Рис. 1. Принципова типова схема одноконтурної ЯЕУ з реактором ВВЕР-НКТ та її складові елементи [11]:
 1 — система безпеки; 2 — конденсатор; 3 — басейн; 4 — система безпеки з високим тиском; 5 — контур охолодження низького тиску; 6 — реакторна шахта з реактором; 7 — конденсатор для охолодження середовища під оболонкою; 8 — дренажні трубопроводи; 9 — основний трубопровід із парою; 10 — трубопровід із живильною водою; 11 — частина турбіни з високим тиском; 12 — частина турбіни з середнім і низьким тиском; 13 — конденсатор; 14 — насос; 15 — бак із живильною водою; 16 — основний циркуляційний насос; 17–19 — теплообмінники-підігрівачі; 20 — сепаратор; 21 — ємність для дренажу; 22 — насос для пускового режиму; 23 — система для очищення теплоносія; 24 — система для очищення; 25 — система дегазації

середньо з Ак3 на турбіну. Слід відзначити, що характерною конструктивною особливістю в наведеній схемі є запропонована розробниками однозаходна схема циркуляції теплоносія. При цьому відповідно до наведеної на рис. 2 конструктивної схеми цього реактора весь підігрів теплоносія в Ак3 відбувається під час його руху знизу вгору [11], завдяки чому забезпечується охолодження корпусу ЯР теплоносієм за температури 290 °С. Це дає змогу застосовувати розроблені свого часу для покоління реакторів ВВЕР-1000 конструкційні матеріали та добре опрацьовану технологію виробництва корпусів цих ЯР зі збільшеною товщиною їхніх стінок. Досягнута в результаті підігріву теплоносія з НКТ значна величина його ентальпії дає змогу істотно (приблизно на порядок) знизити витрати циркуляції через Ак3 у порівнянні з реактором ВВЕР-1000 попереднього покоління.

Вочевидь, що вищезазначені конструктивні особливості цього перспективного реактора мають бути враховані під час проектування основних конструктивних елементів та структури його Ак3, нейтронно-фізичні характеристики якої повинні забезпечити не тільки формування відповідного спектра нейтронів, але й реалізацію відповідного рівня ядерної безпеки. З огляду на ці визначальні вимоги за основу конструкції

ТВЗ реактора ВВЕР-НКТ його розробниками було взято добре опрацьовану збірку ТВЕЛ РУ ВВЕР-1000. При цьому була використана традиційна кластерна система регулювання ЯР з 18 поглинаючими елементами, а центральна каркасна труба ТВЗ (подібно до ТВЗ ВВЕР-1000) є пристосованою для розташування в її аксіальному каналі нейтронно-фізичних засобів вимірювання.

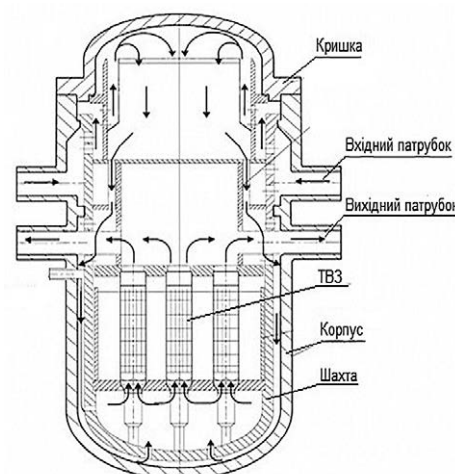


Рис. 2. Конструктивна схема реактора ВВЕР-НКТ та основні елементи його конструкції з однозаходною схемою циркуляції [11]

З огляду на високі термодинамічні параметри робочого тіла перспективний реактор ВВЕР-НКТ теоретично може мати суттєві техніко-економічні переваги, про що свідчить низка визначальних фізичних і конструктивних особливостей цього типу РУ в порівнянні їх з відповідними основними техніко-економічними та теплотехнічними характеристиками ВВЕР-1000, що належить до попереднього, третього, покоління ЯР. Серед цих переваг у першу чергу слід відзначити такі: 1) підвищений розрахунковий ККД, деклароване значення якого може сягати 45 %; 2) значний підігрів теплоносія в реакторі (від 390 до 540 °С), що дає змогу зменшити витрати теплоносія через АкЗ за одночасного зниження її середньої енергонапруженості; 3) жорсткий (швидкорезонансний) спектр нейтронів, що дає змогу досягти високого (близько одиниці) коефіцієнта відтворення ядерного палива і тим самим забезпечує скорочення витрат урану, використання ^{238}U і трансмутацію довготривалих продуктів поділу. Результати порівняльного аналізу головних фізичних, техніко-економічних та конструктивних характеристик перспективного реактора ВВЕР-НКТ та РУ ВВЕР-1000 попереднього покоління за даними роботи [7] наведено в табл. 1.

Повертаючись у цьому контексті до генези створення російських РУ з високими термодинамічними параметрами водяної пари та реалізації з цією метою ядерного перегріву робочого тіла, слід зазначити таке.

По-перше, АкЗ вищезазначених реакторів АМБ-100 та АМБ-200, які перебували в експлуатації відповідно з 1964 р. та 1968 р. включно до 1981 р. та 1989 р., геометрично мали практично однакові розміри (діаметр 7,2 м і висота 6 м) та були оточені графітовим відбивачем товщиною 0,8 м. При цьому кількість випарних каналів дорівнювала відповідно 730 (в АМБ-100) та 732 (в АМБ-200) технологічним одиницям. Показово, що кількість пароперегрівальних каналів була однаковою і дорівнювала 268 технологічним одиницям [12]. Водночас електрична потужність ЯЕУ з реакторами АМБ цих типів була суттєво відмінною — 100 і 200 МВт відповідно. Таким чином, габаритні розміри каналних реакторів типу АМБ істотно перевищують відповідні параметри вищерозглянутих корпусних реакторів типу ВВЕР.

По-друге, крім реакторів АМБ, що відповідають технологіям 1960-х років, у 1970-і роки в СРСР було спроектовано каналні реактори на термодинамічні параметри водного теплоносія на виході з АкЗ [12] — 24 МПа і 540 °С з двома варіантами електричної потужності ЯЕУ, а саме 800 і 1 200 МВт. У той же період було спроектовано пер-

Таблиця 1. Порівняння визначальних характеристик реакторів ВВЕР-НКТ і ВВЕР-1000 [7]

Параметр	Одноконтурна установка з реактором ВВЕР-НКТ	ВВЕР-1000 (проект В-392)
Спектр нейтронів	Тепловий і швидкорезонансний	Тепловий
Потужність електрична, МВт	1 700	1 000
ККД, %	45	33–34
Теплова потужність, МВт	3 963	3 000
Параметри теплоносія: тиск, МПа/температура на вході, °С	24,5/290	15,7/289
Температура на виході, °С	540	320
Корпус	ВВЕР-1000	ВВЕР-1000
Енергонапруженість, кВт/л	80	111
Паливо	UO ₂	UO ₂
Збагачення за ^{235}U , %	16,3	4,4–3,3
Діаметр ТВЕЛ, мм	9,1	9,1

спективні РУ з каналними ЯР проміжної та великої теплової потужності, що мали термодинамічні параметри водного теплоносія на виході з АкЗ та електричну потужність ЯЕУ відповідно: 13 МПа, 510 °С (500 МВт); 6,5 МПа, 450 °С (2 400 МВт). Розробниками також було виконано ґрунтовні техніко-економічні розрахунки та оптимізовано фізичні та теплогідравлічні параметри цих типів ЯЕУ [13]. Нещодавно в Росії було завершено проекти нових типів каналних ЯР як з тепловими, так і зі швидкими спектрами нейтронів [1, 2]. Зокрема, в оглядовій роботі [1] виконано порівняння нейтронно-фізичних та теплогідравлічних характеристик каналних реакторів, які були розроблені в Росії та Канаді.

Утім, незаперечним є той факт, що компактність корпусних реакторів дає змогу отримати менші розміри контейнента і через це забезпечити суттєве зниження очікуваних капітальних витрат на спорудження АЕС, що передбачає, зокрема, європейська розробка перспективного реактора HPLWR (high performance light water reactor).

Таблиця 2. Характеристики російських проектів корпусних водоохолоджуваних реакторів з надкритичними параметрами [3]

Характеристика	ВВЕР-СКД-1700 (одноконтурна)	В-670 СКДИ (двоконтурна, інтегральна, природна циркуляція в першому контурі)	ПСКД-600 (двоконтурна)
Теплова потужність, МВт	3 830	1 635	1 430
Електрична потужність, МВт	1 700	670	600
ККД, %	42–44	41	42
Температура теплоносія на вході в АкЗ, °С	290	375–365***	388
Температура на виході з АкЗ, °С	540	395–382***	500
Тиск, МПа	24,5	23,6 – 1 контур 14,7 – 2 контур	24,8
Спектр нейтронів	Швидкорезонансний (змішаний)	Використовується спектральне регулювання	Швидкий
Витрата теплоносія через реактор, кг/с	1 890	2 252–2 720***	1 880
Висота реактора без кришки, м	12,2	23,5	7,5
Діаметр циліндричної частини корпусу реактора, м	4,96	4,96	4,53
Розміри АкЗ, м: висота найбільший діаметр	4,05*, 3,76** 3,38	4,2 2,61	1,7 3,0, 3,2****
Кількість ТВЗ/число ТВЕЛ у ТВЗ	241/252	163/252	349/199 (72/169****)
Середня питома енергонапруженість АкЗ, кВт/л	107* 115**	72	160

* Однозаходна схема циркуляції.

** Двозаходна схема циркуляції.

*** Зазначено діапазон зміни параметра протягом кампанії (початок-кінець).

**** Зазначено касети з екраном або розміри банкету (екрана); реактор В-670 СКДИ зі спектральним регулюванням запасу реактивності.

Крім вищезрозглянутого перспективного ЯР типу ВВЕР-НКТ із надкритичними параметрами теплоносія в АкЗ, російськими розробниками з урахуванням набутого ними значного технологічного досвіду за останні роки розроблено ще декілька перспективних розробок корпусних водоохолоджуваних реакторів з надкритичними параметрами, визначальні характеристики яких узагальнено в табл. 2 на основі даних роботи [3]. Проте в оглядовій роботі [3] наголошується на суттєвій незавершеності та попередньому характері перелічених у табл. 2 новітніх технологічних розробок перспективних російських РУ й підкреслюється, що відсутні навіть концептуальні технічні проекти цих ЯЕУ, як це зроблено, наприклад, у європейській розробці HPLWR [4]. З огляду на це загальна оцінка економічної ефективності вищезазначених російських проектів на сьогодні є дещо передчасною.

Узагальнюючи таким чином визначальні особливості сучасних російських розробок за програмою SCWR, слід підкреслити наступне. Насамперед, за винятком проекту В-670, середня питома енергонапруженість АкЗ є достатньо високою — 72 кВт/л. У проекті ВВЕР-НКТ-1 700 (відповідно для однозаходної і двозаходної схем циркуляції теплоносія) цей показник становить 107 та 115 кВт/л. В інших перспективних розробках, зокрема ПСКД-600, цей параметр сягає 160 кВт/л, що звичайно має суттєво негативний вплив на параметри безпеки АкЗ цих ЯР. Водночас в американському перспективному проекті SCWR INEEL цей важливий параметр не перевищує 69,4 кВт/л для першого варіанта АкЗ (з порожнинами для уповільнювача безпосередньо в ТВЗ) і 90,5 кВт/л для другого варіанта (з порожнинами у просторі між ТВЗ). Одночасно в німецько-японській розробці

HPLWR він є ще меншим — 57,3 кВт/л. Вочевидь, що зазначена відмінність у питомій енергонапруженості АкЗ безпосередньо пов'язана з формуванням теплового спектра нейтронів і зумовлена наявністю в ТВЗ порожнин для уповільнювача, як це є в реакторах HPLWR та SCWR INEEL. У цих умовах максимальний і середній лінійні теплові потоки на поверхні ТВЕЛ у реакторі SCWR INEEL відповідно дорівнюють 390 і 193 Вт/см. Навпаки, у проекті реактора ВВЕР-СКД-1700 максимальний тепловий потік є дещо меншим — 350 Вт/см. При цьому середній тепловий потік для однозаходної і двозаходної схем циркуляції цього перспективного реактора також є меншим — 155 і 170 Вт/см відповідно. У результаті з урахуванням більшої поверхні ТВЕЛ реактора ВВЕР-СКД-1700 (діаметр 10,7 мм), ніж цей параметр у ТВЕЛ реактора SCWR INEEL (діаметр 10,2 мм), можна очікувати й зменшення щільності теплового потоку на поверхні тепловіддачі АкЗ у цій російській розробці. За головними теплогідрравлічними характеристиками ВВЕР-СКД-1700 загалом є подібним до європейського й американського аналогів, які, однак, відзначаються більш ґрунтовним технічним опрацюванням їхньої конструкції. Проектні термодинамічні параметри теплоносія на вході та виході цих типів реакторів у цілому відповідають параметрам, уже освоєним у сучасній тепловій енергетиці.

В іншій перспективній російській розробці (РУ ПНКТ-600) прийнято значення температури теплоносія на вході в реактор на рівні 388 °С (див. табл. 2), що перевищує критичну температуру 374 °С при 22,1 МПа та псевдокритичну температуру 385 °С при 25 МПа [2]. З огляду на це можна вважати, що теплоносій у реакторі перебуває в стані, який наближує цей реактор до умов тепловіддачі в АкЗ, характерних для газоохолоджуваних ЯР, що, однак, не знімає суттєві теплофізичні проблеми, обумовлені недостатнім дослідженням теплообміну в цих умовах, зокрема через наявність псевдокипіння [10], особливо в його плівковій псевдокризовій формі. Означений чинник не може не мати негативного впливу на характеристики безпеки цих перспективних ЯР. У той же час в іншому російському проекті РУ В-670 СКДИ температура теплоносія на виході з АкЗ близька до псевдокритичної температури, що наближує цей проект до умов теплообміну, характерних для АкЗ реакторів з водою під тиском. Загалом головною перевагою цього типу ЯР слід вважати достатньо високі характеристики ядерної безпеки, обумовлені інтегральною компоновкою ЯЕУ.

Висновки

1. Економічна доцільність переходу ядерних енергоблоків з електричною потужністю близько 1 000 МВт на одноконтурні корпусні установки на основі перспективних реакторів типу SCWR з температурою робочого тіла 500 °С за його тиску 25 МПа за результатами попередніх розрахунків очікується через зниження капітальних витрат у порівнянні з PWR і BWR та ВВЕР-1000 на 20 %. За подальшого підвищення температури пари до 625 °С зниження капітальних витрат має становити ~40 %.

2. Не можна виключати суттєвого підвищення аварійності АкЗ реакторів типу SCWR через високі температури теплоносія в ТВЗ цих ЯР, як це свого часу мало місце під час експлуатації реакторів АМБ-100 та АМБ-200 з ядерним перегрівом пари.

3. Російські проектні розробки реакторів четвертого покоління з надкритичними параметрами теплоносія відзначаються значною недовершеністю та лише попереднім характером ескізних проектів, що суттєво віддаляє терміни створення відповідних промислових прототипів, зокрема реактора ВВЕР-СКД-1700.

4. Середня питома енергонапруженість АкЗ ЯР перспективних російських розробок за програмою SCWR є в більшості випадків надзвичайно високою, що не може не мати негативного впливу на характеристики ядерної безпеки цих РУ наступного покоління.

5. Визначальним чинником стримування новітніх російських розробок за програмою SCWR є суттєва недослідженість теплогідрравлічних процесів (зокрема, псевдокипіння теплоносія з надкритичними параметрами та його термоакустичної коливальної стійкості), що потребує реалізації широкого фронту спеціальних теплофізичних досліджень.

Список використаної літератури

1. 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.
2. 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.
3. Махин В. М. Концептуальные предложения по водоохлаждаемому реактору со сверхкритическими параметрами (обзор зарубежных и российских разработок SCWR) / В. М. Махин, А. Н. Чуркин // Вопросы атомной

- науки и техники. Сер. Физика ядерных реакторов. — 2017. — Вып. 1. — С. 48–65.
4. Schulenberg T. High Performance Light Water Reactor. Design and Analyses / T. Schulenberg, J. Starflinger. — Karlsruhe: KIT Scientific Publishing, 2012. — 242 p.
 5. Опыт эксплуатации Белоярской АЭС. Ч. 1–4. Физика, теплофизика и гидродинамика ядерных реакторов. Информ. материалы. — Свердловск: УрО АН СССР, 1988.
 6. Ядерные энергетические установки / под ред. Н. А. Доллежаля. — Москва: Энергоатомиздат, 1983. — 400 с.
 7. Жук В. В. Обеспечение безопасности АЭС с реактором ВВЭР-СКД / В. В. Жук, С. В. Барбашев, В. П. Кравченко // Ядерная энергетика та докiлля. — 2015. — № 1 (5). — С. 4–10.
 8. Теплофизика поврежденных реакторных установок / А. А. Ключников, И. Г. Шараевский, Н. М. Фіалко, Л. Б. Зимин, Н. И. Шараевская. — Чернобыль: ИПБ АЭС НАН Украины. — 2013. — 528 с.
 9. Теплофизика надежности активных зон / А. А. Ключников, И. Г. Шараевский, Н. М. Фіалко [и др.]. — Чернобыль: ИПБ АЭС НАН Украины, 2015. — 772 с.
 10. Goldman K. Heat Transfer to Supercritical Water 5000 psi Flowing at High Mass Flow Rates Through Round Tubes / K. Goldman // Int. Developments in heat Transfer. — 1961. — Part 3. — P. 561–568.
 11. Кириллов П. Л. Водоохлаждаемый реактор ВВЭР-СКД (предварительные разработки) / П. Л. Кириллов // Изв. ВУЗов. Ядерная энергетика. — 2013. — № 1. — С. 11–13.
 12. 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.
 13. 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.

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

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

Main Directions of Russian Developments of Prospective Structures of Water-Cooled Supercritical Pressure Reactors

An analytical review of the evolution of attempts to create, schematic and constructive solutions for energy-cooled nuclear reactors with nuclear steam overheating and supercritical parameters of the working fluid in the conditions of the former USSR and the Russian Federation was made. A comparison of a number of major technical and economic characteristics of main developments of tube and tank reactors is made, the available information on the results of experimental and industrial operation of AMB reactors structures is considered, their advantages and disadvantages are evaluated in terms of technical perfection, reliability, technical and economic performance as well as environmental safety. The expected reduction in capital costs of 40 % during the transition of nuclear power units with a capacity of 1,000 MW to single-circuit promising SCWR reactors is achievable only if the steam temperature rises to 625 °C, which has not yet been mastered even in traditional power engineering. The specific energy intensity of reactor's active zones promising Russian developments under the SCWR program is in most cases extremely high, which will have a negative impact on the characteristics of nuclear safety. The conclusion is made concerning the high probability of a significant increase in the accident rate of the SCWR reactor cores, due to the insufficient study of the heat transfer process characteristics on the heat transfer surface of the TVEL under the conditions of supercritical parameters of the coolant, in particular, such phenomena as pseudo film boiling and thermoacoustic vibrations. In general, insufficient level of completeness of the latest Russian developments and lack of final conceptual projects were noted, which does not provide sufficient grounds for choosing promising schematic and constructive decisions necessary for making reasonable forecasts about the possibility of using supercritical parameters of the coolant in the modern nuclear power industry in the near future.

Keywords: water-cooled nuclear reactor, supercritical parameters of coolant, technical and economic characteristics.

References

1. 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.
2. 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.

3. Makhin V. M., Churkin A. N. (2017). [Conceptual proposals for a water-cooled reactor with supercritical parameters]. *Voprosy atomnoj nauki i tekhniki. Ser. Fizika yadernyh reaktorov* [Problems of Atomic Science and Technology. Ser. Physics of nuclear reactors], vol. 1, pp. 48–65. (in Russ.)
4. Schulenberg T., Starflinger J. (2012). High performance light water reactor. Design and analyses. Karlsruhe: KIT, Scientific Publishing, 242 p.
5. Ural Branch of the Russian Academy of Sciences (1983). *Opyt ekspluatacii Beloyarskoj AES. CH. 1–4. Fizika, teplofizika i gidrodinamika yadernyh reaktorov. Inform. materialy* [Operational experience of Beloyarsk NPP. Parts 1–4. Physics, thermal physics and hydrodynamics of NPP. Informational materials]. Sverdlovsk: UrO AN SSSR, 1988. (in Russ.)
6. N. A. Dollezhal (ed.) (1983). *Yadernye energeticheskie ustanovki* [Nuclear power plants]. Moscow: Energoatomizdat, 400 p. (in Russ.)
7. Ghuk V. V., Barbashev S. V., Kravchenko V. P. (2015). [Ensuring the safety of nuclear power plants with a VVER-SKD reactor]. *Yaderna energetyka ta dovkillia* [Nuclear power and the environment], vol. 5, no. 1, pp. 4–10. (in Russ.)
8. Kliuchnikov A. A., Sharaevsky I. G., Fialko N. M., Zimin L. B., Sharaevskaya N. I. (2013). *Teplofizika povrezhdenij reaktornykh ustanovok* [Thermal physics of NPP damages]. Kyiv: ISP NPP NAS of Ukraine, 528 p. (in Russ.)
9. Kliuchnikov A. A., Sharaevsky I. G., Fialko N. M., Zimin L. B., Sharaevsky G. I. (2015). *Teplofizika nadezhnosti aktivnykh zon* [Thermal physics of active zones reliability]. Kyiv: ISP NPP NAS of Ukraine, 772 p. (in Russ.)
10. Goldman K. (1961). Heat transfer to supercritical water 5000 psi flowing at high mass flow rates through round tubes. *Int. Developments in heat Transfer*, part 3, pp. 561–568.
11. Kyrillov P. L. (2013). [Water-cooled VVER-SCP reactor (preliminary developments)]. *Izvestiya vuzov. Yadernaya energetika* [University News. Nuclear power], vol. 1, pp. 11–13. (in Russ.)
12. Mikhan V. I., Mstiaev Yu. I., Zvereva G. A. (1978). [Channel water-graphite reactors with superheating vapor] *Voprosy atomnoj nauki i tekhniki. Ser. Fizika yadernyh reaktorov* [Problems of Atomic Science and Technology. Ser. Physics and technique of nuclear reactors], vol. 21, no. 1, pp. 68–73. (in Russ.)
13. Baturov B. B., Koriakin Yu. I., Smirnov V. G. (1978). Optimization technical models of RBM-K and RBM-KP reactor plants [Optimizacionnye tekhniko-modeli reaktornykh ustanovok tipa RBM-K i RBM-KP] // *Voprosy atomnoj nauki i tekhniki. Ser. Fizika yadernyh reaktorov* [Problems of Atomic Science and Technology. Ser. Physics and technique of nuclear reactors], vol. 21, no. 1, pp. 79–91. (in Russ.)

Надійшла 17.02.2020

Received 17.02.2020