

*О. О. ЛИТВИНЕНКО, І. О. МИХАЙЛОВА, Д. О. ПРОЦЕНКО, І. В. ВАШЕВ***КОМПЛЕКСНИЙ АНАЛІЗ ТЕПЛОВИХ ПРОЦЕСІВ У РЕАКТОРІ ВВЕР-1000 ТА ПАРОГЕНЕРАТОРІ ПГВ-1000М ДЛЯ ПІДВИЩЕННЯ ЕФЕКТИВНОСТІ ЕКСПЛУАТАЦІЇ**

Стаття присвячена аналізу комплексної роботи реактора ВВЕР-1000 і парогенератора ПГВ-1000М і буде корисною для здобувачів вищої освіти за спеціальностями машинобудівної і теплоенергетичної галузей як матеріал для аналізу та закріплення знань із теплових розрахунків теплоенергетичного устаткування. Робота реактора досліджувалась при змінній питомій енергонапруженності активної зони при значеннях 100, 110, 120 Вт/м³. При розрахунку і аналізу роботи реактора обрано оптимальний режим роботи з найбільшою ефективністю і збереженням безпечної роботи реактора при питомій енергонапруженності активної зони 110 Вт/м³, при цьому значенні отримані розподіл температур в оболонках ТВЕЛів по всій довжині, температури теплоносія на вході і виході реактора, коефіцієнт запасу до кризи теплообміну. Детальний аналіз температурних профілів, виявив, що найбільше тепловиділення та відповідні температури спостерігаються в центрі паливного стрижня. Аналіз, проведений у роботі, показав, що мінімальний запас до кризи теплообміну в максимально навантаженому каналі становить понад 32,5 %. Це означає, що коефіцієнт запасу до кризи теплообміну перевищує 1,325, що вважається достатнім запасом для ВВЕР реакторів. Спираючись на оптимальні значення роботи реактора проведено тепловий конструкційний розрахунок парогенератора, що дозволило оцінити ефективність теплопередачі. Для пошуку потенційних шляхів модернізації процесів в парогенераторі було проведено аналіз впливу зовнішніх діаметрів трубок 14, 12, 10 мм і швидкості первинного теплоносія на процес теплопередачі і габарити парогенератора. Було обрано діаметр трубок 10 мм, швидкість первинного теплоносія 5,72 м/с, яка відповідає оптимальній швидкості при розрахунку реактора. Ці показники відповідають найкращим показникам теплопередачі зі збереженням безпечної роботи парогенератора і реактора.

Ключові слова: реактор ВВЕР-1000, парогенератор ПГВ-1000М, тепловиділяючий елемент (ТВЕЛ), питома енергонапруженість, інтенсивність тепловиділення, розподіл температур, запас до кризи теплообміну, тепловий розрахунок, ефективність теплопередачі, модернізація.

*О. ЛЫТВИНЕНКО, И. МЫХАЙЛОВА, Д. ПРОТСЕНКО, И. ВАСЕВ***COMPREHENSIVE ANALYSIS OF THERMAL PROCESSES IN THE VVER-1000 REACTOR AND THE PGV-1000M STEAM GENERATOR FOR IMPROVING OPERATIONAL EFFICIENCY**

The article is dedicated to the analysis of the integrated operation of the VVER-1000 reactor and the PGV-1000M steam generator. It is intended to serve as a useful resource for students in mechanical engineering and thermal power engineering programs, providing material for analysis and reinforcement of knowledge in thermal calculations of power equipment. The reactor operation was investigated at varying volumetric power density values of the reactor core of 100, 110, and 120 W/m³. Based on the calculation and analysis of reactor operation, the optimal operating mode was selected, providing the highest efficiency while maintaining safe reactor operation at a volumetric power density of the reactor core of 110 W/m³. At this value, the temperature distribution in the fuel rod claddings along the entire length, the coolant temperatures at the reactor inlet and outlet, and the margin to critical heat flux were obtained. A detailed analysis of the temperature profiles showed that the maximum heat generation and the corresponding temperatures are observed at the center of the fuel rod. The study showed that the minimum CHF safety margin in the most heavily loaded channel exceeds 32.5%. This indicates that the CHF safety factor is above 1.325, which is considered sufficient for VVER-type reactors. Based on the reactor's optimal operating parameters, a thermal design calculation of the steam generator was conducted to evaluate heat-transfer efficiency. To identify potential modernization opportunities, the effects of tube outer diameters (14, 12, and 10 mm) and primary coolant velocity on heat-transfer performance and steam generator dimensions were analyzed. A tube diameter of 10 mm and a primary coolant velocity of 5.72 m/s—corresponding to the optimal reactor value—were selected. These parameters ensure the most efficient heat transfer while maintaining safe operation of both the steam generator and the reactor.

Key words: VVER-1000 reactor, PGV-1000M steam generator, fuel rod (FE), volumetric power density, heat generation rate, temperature distribution, critical heat flux safety margin, thermal calculation, heat-transfer efficiency, modernization.

Вступ

Атомні електростанції із ядерним реактором типу ВВЕР-1000 є базовою складовою енергетичної системи України, забезпечуючи стабільне та масштабне виробництво електроенергії. Їх ефективність і безпечна робота визначаються надійністю основних елементів першого контуру, зокрема активної зони реактора та парогенератора типу ПГВ-1000М.

Реактори типу ВВЕР-1000 (водо-водяні енергетичні реактори потужністю 1000 МВт) є основою сучасної атомної енергетики України та низки інших країн, поєднуючи високу ефективність із перевіреними стандартами безпеки. Їх конструкція передбачає використання двоконтурної схеми з

парогенераторами типу ПГВ-1000М, що забезпечують передачу тепла від першого до другого контуру з високою термогідрравлічною стабільністю [1]. Сучасні дослідження приділяють особливу увагу довготривалій експлуатації реакторів, старінню матеріалів і забезпеченню їх надійності в умовах підвищених навантажень [2]. Термогідрравлічні характеристики ВВЕР-1000 та робота парогенератора ПГВ-1000 детально аналізуються із застосуванням розрахункових кодів RELAP5 і TRACE, що дозволяє прогнозувати поведінку систем охолодження в номінальних і аварійних режимах [3]–[5]. Крім того, дослідження демонструють вплив типу паливних збірок (ТВЕЛ та Westinghouse) на нейтронно-фізичні параметри реактора, що є ключовим для підвищення його

© О. О. Литвиненко, І. О. Михайлова, Д. О. Проценко, І. В. Васев, 2025

ефективності та безпечності [6]. Таким чином, результати останніх робіт формують наукове підґрунтя для подальшої оптимізації експлуатації та модернізації елементів системи ВВЕР-1000/ПГВ-1000М.

Активна зона реактора, як найбільш навантажена частина установки, визначає рівень ефективності та безпеки роботи всього енергоблоку. Недосконалий розподіл теплових навантажень, перегрів паливних елементів або зниження тепловіддачі можуть суттєво впливати не лише на реактор, але й на роботу парогенератора, що виконує роль ключового вузла у передачі тепла від первинного контуру до вторинного. Саме ефективність їхньої сумісної роботи формує основу надійності та довговічності атомної установки.

Наприклад, Хмельницька атомна електростанція (ХАЕС) є одним із ключових енергетичних об'єктів України, де використання реакторів ВВЕР-1000 у поєднанні з парогенераторами типу ПГВ-1000М забезпечує стабільну генерацію електроенергії.

Аналіз процесу теплопередачі між першим і другим контурами є важливим завданням як з наукової, так і з практичної точки зору. Оптимізація цього процесу дозволяє підвищити енергоефективність за рахунок зменшення теплових втрат, покращити безпеку експлуатації, мінімізувати ризик пошкодження обладнання та продовжити його ресурс.

Активна зона реактора є серцевиною ядерної установки, де відбуваються реакції поділу, що генерують теплову енергію. Її стабільна та ефективна робота є критично важливою для забезпечення безпеки та економічної доцільності атомної електростанції. Водночас дослідження теплових процесів у парогенераторі ПГВ-1000М дозволяє оцінити ефективність передачі енергії, визначити вплив конструктивних та теплотехнічних параметрів на тепловий баланс і виробити рекомендації щодо оптимізації його роботи.

Таким чином, в даній статті представлено сумісний аналіз роботи активної зони реактора та роботи парогенератора, що дозволяє комплексно оцінити функціонування енергоблоку з ВВЕР-1000.

Мета роботи

Метою даної роботи є комплексний аналіз роботи активної зони реактора ВВЕР-1000 та процесу теплопередачі між первинним і вторинним контурами АЕС з метою підвищення ефективності та безпеки експлуатації.

Ця робота буде корисною для здобувачів вищої освіти за спеціальностями машинобудівної і теплоенергетичної галузей як матеріал для аналізу

та закріплення знань із теплових розрахунків теплоенергетичного устаткування.

Для досягнення поставленої мети були сформульовані і вирішені наступні завдання:

- розглянути основні геометричні характеристики активної зони реактора, такі як об'єм, діаметр, висота;
- проаналізувати теплові параметри, що впливають на ефективність роботи реактора в цілому;
- провести детальний розрахунок теплових потоків, температури теплоносія та паливних елементів, для оцінки ефективності теплопередачі та виявити потенційні проблемні зони;
- проаналізувати вплив питомої енергонапруженості активної зони на тепловий режим реактора з метою визначення оптимальних параметрів його роботи, які забезпечують високу ефективність та мінімізацію ризиків перегріву;
- провести тепловий та конструктивний розрахунок парогенератора ПГВ-1000М з урахуванням роботи реактора при оптимальних умовах;
- визначити вплив геометричних параметрів теплообмінних трубок і швидкості теплоносія на ефективність теплопередачі;
- розробити рекомендації щодо підвищення ефективності парогенератора, а також їх сумісної роботи з реактором.

Реактор ВВЕР-1000: конструкція та принцип роботи

Реактор ВВЕР-1000 є ключовим елементом атомної електростанції, який забезпечує генерацію теплової енергії за рахунок ядерної реакції. Цей тип реактора належить до водо-водяних енергетичних реакторів (ВВЕР), де вода використовується як теплоносіє і сповільнювач нейтронів. Теплова схема реактора ВВЕР-1000 базується на двох основних контурах: першому (реакторному) та другому (турбінному). Ця схема забезпечує ефективне перетворення ядерної енергії на електричну [1], [7].

Перший контур (реакторний)

Перший контур є замкнутою системою, яка включає реактор, чотири циркуляційні петлі, кожна з яких складається з парогенератора, головного циркуляційного насоса (ГЦН) та головних циркуляційних трубопроводів. Вода в першому контурі знаходиться під високим тиском (16 МПа) і виконує роль теплоносія. Вона нагрівається в активній зоні реактора на 32 °С. Після нагріву вода прямує до парогенератора, де передає тепло воді другого контуру, яка перетворюється на пару. Охолоджена вода повертається до реактора за допомогою ГЦН.

Для підтримки стабільного тиску в першому контурі використовується паровий компенсатор тиску (КТ). КТ компенсує зміни об'єму теплоносія

при нагріванні та забезпечує початковий тиск у контурі за рахунок часткового випаровування води під дією електронагрівачів. У разі надмірного підвищення тиску спрацьовують запобіжні клапани, які скидають надлишковий тиск у барботер, де пара конденсується [1], [7], [8].

Другий контур (турбінний)

Другий контур призначений для генерації пари, яка живить турбіну. Пара, що утворюється в парогенераторах, надходить до турбіни, де її енергія перетворюється на механічну, а потім на електричну. Після проходження через турбіну пара конденсується в конденсаторі, і конденсат повертається до парогенератора через систему підігрівачів. Цей процес забезпечує безперервний цикл роботи енергоблоку [1], [7].

Конструкція реактора ВВЕР-1000

Реактор ВВЕР-1000 є водо-водяним реактором корпусного типу, що означає, що вода використовується як теплоносіє і сповільнювач нейтронів. Основні компоненти реактора представлені на рис. 1:

- корпус реактора – вертикальна циліндрична ємність високого тиску, виготовлена з високоміцної сталі. Корпус має знімну кришку, яка забезпечує доступ до активної зони для перевантаження палива. Усередині корпусу розташовані шахта, вигородка та блок захисних труб;

- активна зона – серцевина реактора, де відбувається ядерна реакція. Вона складається з 163 паливних касет, які містять тепловидільні елементи (ТВЕЛ). Кожна касета має 312 ТВЕЛ, розташованих у шестигранній решітці (тепловидільюча збірка ТВЗ), розмір між центрами ТВЗ – 0,234 м. Стрижневі ТВЕЛ складаються з таблеток діоксиду урану (UO_2), укладених у оболонку з цирконієвого сплаву;

- шахта реактора – опорна конструкція, яка утримує активну зону та забезпечує організацію потоку теплоносія. Вода надходить у реактор через чотири патрубки, проходить через кільцевий зазор між корпусом і шахтою, піднімається вгору через активну зону, де нагрівається, і виходить через блок захисних труб [7], [8];

- блок захисних труб – призначений для розміщення регулюючих стрижнів, які забезпечують контроль над ядерною реакцією. Регулюючі стрижні містять матеріали, що поглинають нейтрони, і можуть переміщуватися в межах активної зони для регулювання потужності реактора;

- система управління та захисту (СУЗ) – складається з 61 приводу, кожен з яких керує пучком з 18 поглинаючих стержнів. СУЗ забезпечує компенсацію швидких змін реактивності та захист реактора в аварійних ситуаціях;

- паровий компенсатор тиску (КТ) – вертикальна ємність, яка підтримує стабільний тиск у першому контурі. КТ має електронагрівачі, які

забезпечують часткове випаровування води для підтримки тиску;

- система аварійного охолодження активної зони (CAOЗ) – призначена для відведення тепла з активної зони в разі аварії з втратою теплоносія. CAOЗ включає насоси низького та високого тиску, гідроаккумулятори та баки з водою та борною кислотою.

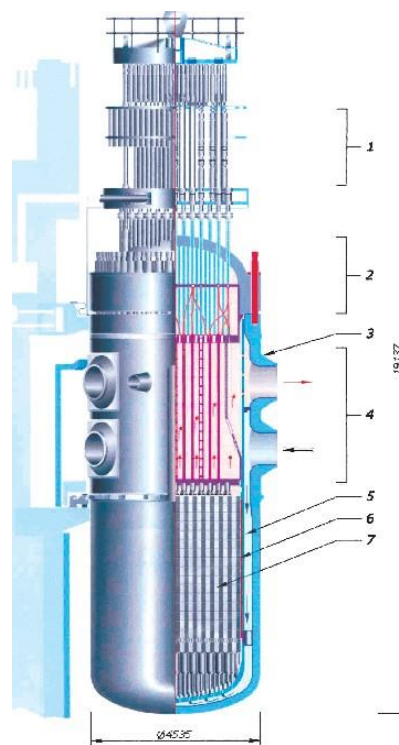


Рис. 1 – Реактор типу ВВЕР:

- 1 – приводи системи управління та захисту;
- 2 – кришка реактора; 3 – корпус реактора;
- 4 – блок захисних труб, вхідні та вихідні патрубки;
- 5 – шахта; 6 – вигородка активної зони; 7 – паливні зборки та регулюючі стрижні [9]

Реактор ВВЕР-1000 розрахований на тривалу експлуатацію без необхідності частого обслуговування, що забезпечує високу надійність та безпеку роботи атомної електростанції. Конструкція реактора враховує всі можливі аварійні ситуації, що робить його одним з найбезпечніших типів реакторів у світі.

Реакторні установки з ВВЕР-1000 за рівнем безпеки вони майже ідентичні європейським та американським установкам із реакторами PWR. Для кожного енергоблоку споруджується окремий головний корпус. Все обладнання реакторної установки, а також спеціальні технологічні системи (системи безпеки та допоміжні системи) розміщуються в реакторному відділенні енергоблоку, що є спорудою особливої конструкції [7], [8].

Аналіз роботи активної зони реактора ВВЕР-1000

Початкові дані для розрахунку реактора ВВЕР-1000: теплова потужність – $3 \cdot 10^9$ Вт; теплоносії та сповільнювач – вода; середній тиск теплоносія в активній зоні – $16 \cdot 10^6$ Па; температура теплоносія на вході в активну зону 290°C ; ентальпія теплоносія на вході $1285 \cdot 10^3$ Дж/кг; середній підігрів теплоносія в активній зоні 32°C ; питома теплоємність в інтервалі температур $5,67 \cdot 10^3$ Дж/(кг·К); розрахунки проводились при питомій енергонапруженності активної зони $100 \cdot 10^6$, $110 \cdot 10^6$, $120 \cdot 10^6$ Вт/м³.

Параметри теплоносія на лінії насичення при тиску: температура 347°C ; ентальпія води $1652 \cdot 10^3$ Дж/кг; густина води 585 кг/м³; густина пара 107 кг/м³. Геометричні параметри пучка стрижнів наведені в таблиці 1.

Результати розрахунку геометричних характеристик активної зони наведено в табл. 2. За результатами розрахунків встановлено, що з трьох варіантів для питомого енергонапруження активної зони найкращім є $q_v = 120 \cdot 10^6$ Вт/м³, оскільки отримали мінімальні габарити активної зони, але швидкість потоку охолоджуючої води, яка дорівнює $6,26$ м/с перевищує допустимі значення, яке не повинно

Таблиця 1 – Розміри пучка стрижнів

Параметри	Значення
Зовнішній діаметр оболонки ТВЕЛа, м	$9,1 \cdot 10^{-3}$
Внутрішній діаметр оболонки ТВЕЛа, м	$7,7 \cdot 10^{-3}$
Зовнішній діаметр паливного сердечника, м	$7,5 \cdot 10^{-3}$
Внутрішній діаметр паливного сердечника, м	$1,4 \cdot 10^{-3}$
Зовнішній діаметр направляючих трубок для стрижнів регулювання, м	$12,6 \cdot 10^{-3}$
Внутрішній діаметр направляючих трубок для стрижнів регулювання, м	$13,3 \cdot 10^{-3}$
Висота активної зони, м	3,5

перевищувати 6 м/с, це зумовлено дією внутрішніх динамічних навантажень на деталі, розташованих всередині корпусу. Динамічні навантаження можуть викликати вібрацію, знос та втому матеріалів, потенційно ставлячи під загрозу структурну цілісність та довгострокову надійність внутрішніх компонентів. Таким чином, вибір $q_v = 110 \cdot 10^6$ Вт/м³ є найкращім варіантом, який дозволяє досягти балансу між економічною ефективністю та дотримуватись вимог безпеки та надійності.

Таблиця 2 – Результати розрахунку геометричних характеристик активної зони

Позначення	$q_v \cdot 10^{-6}$, Вт/м ³		
	100	110	120
Об'єм активної зони, V_0 , м ³	30,000	27,273	25,000
Діаметр активної зони, D_0 , м	3,304	3,151	3,017
Площа однієї комірки, $f_{\text{ком}}$, м ²	0,047	0,047	0,047
Число комірок в активній зоні, N	180	164	150
Прохідний перетин однієї комірки $s_{\text{ком}}$, м ²	0,025	0,025	0,025
Гідрравлічний діаметр ТВЗ, d_g , м	0,0102	0,0102	0,0102
Тепловий периметр ТВЗ, $P_{\text{теп}}$, м	8,915	8,915	8,915
Тепловий діаметр пучка ТВЕЛів, $d_{\text{теп}}$, м	0,011	0,011	0,011
Висота активної зони, H , м	3,660	3,660	3,660
Товщина оболонки ТВЕЛу, $\delta_{\text{об}}$, м	0,0007	0,0007	0,0007
Середній діаметр оболонки ТВЕЛу, $d_{\text{об}}$, м	0,0084	0,0084	0,0084
Товщина газового зазору, δ_z , м	0,0001	0,0001	0,0001
Середній діаметр газового зазору, d_z , м	0,0076	0,0076	0,0076
Швидкість руху теплоносія, w , м/с	5,22	5,72	6,26

Аналіз теплових параметрів по висоті каналу в розрахунку на середньо і максимально напружений ТВЕЛ

Тепловий розрахунок активної зони реактора проводився для двох варіантів питомої енергонапруженності активної зони $q_v = 100 \cdot 10^6$ Вт/м³, $q_v = 110 \cdot 10^6$ Вт/м³. На рис. 2 представлено розподіл

лінійного внутрішнього теплового потоку q_l , Вт/м і максимального лінійного теплового потоку q_l^{max} , Вт/м по висоті каналу. Як видно з графіків, що найбільше тепловиділення є в центрі стрижню координата 0. Це обумовлено тим, що тепловий потік безпосередньо залежить від того, як по висоті активної зони змінюється нейтронний потік. У центрі активної зони нейтронів найбільше, а на краях значна їх частина «втікає» або поглинається

конструкційними матеріалами, тому потік зменшується. При $q_v = 100 \cdot 10^6$ Вт/м³ лінійний внутрішній тепловий потік на периферії склав 1588 Вт/м, в центрі 22898 Вт/м, при $q_v = 110 \cdot 10^6$ Вт/м³ відповідно склав 1741 Вт/м і 25100 Вт/м. Максимальні значення лінійного теплового потоку $q_l^{\max}$ відповідно склали на периферії 2964 Вт/м і 3253 Вт/м, а в центрі 42735 Вт/м і 46904 Вт/м відповідно для $q_v = 100 \cdot 10^6$ Вт/м³ і $q_v = 110 \cdot 10^6$ Вт/м³.

Аналізуючи графіки рис. 3 – 5 де зазначено розподіл температур по висоті активної зони при питомій енергонапруженості $100 \cdot 10^6$ Вт/м³ та $110 \cdot 10^6$ Вт/м³. Зміна температури теплоносія та

оболонки ТВЕЛа уздовж висоти каналів із середнім і максимальним тепловим навантаженням наведено на рис. 3, 4. Для $q_v = 110 \cdot 10^6$ Вт/м³ видно, що температура теплоносія на виході з активної зони не досягає точки кипіння ($t_k = 347,4$ °C) ні в середньонавантаженому 322 °C, ні в максимально навантаженому каналі 344,6 °C. Аналогічна картина і для $q_v = 100 \cdot 10^6$ Вт/м³. Проте температура оболонки у верхній частині найбільш навантаженого твела перевищує температуру кипіння на 17,3 °C, що свідчить про виникнення поверхневого кипіння. До виходу з каналу температура оболонки

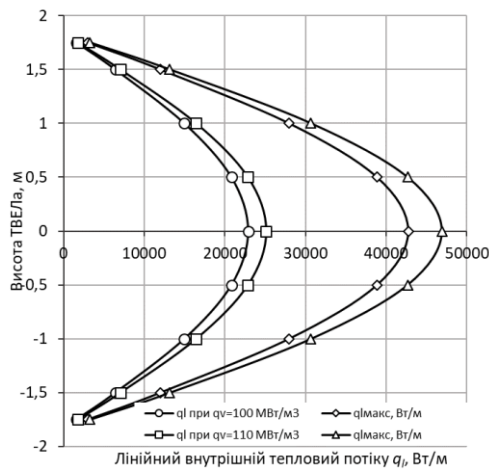


Рис. 2 – Розподіл теплового потоку по висоті каналу для $q_v = 100 \cdot 10^6$ Вт/м³ та $q_v = 110 \cdot 10^6$ Вт/м³:

q_l – лінійний внутрішній;
 $q_l^{\max}$ – максимальний лінійний

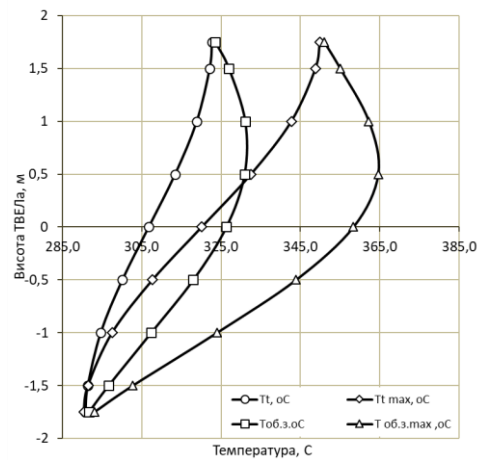


Рис. 3 – Розподіл температур по висоті каналу ТВЕЛа для $q_v = 100 \cdot 10^6$ Вт/м³:

T_t – температура теплоносія;
 $T_t^{\max}$ – максимальна температура теплоносія;
 $T_{об.з}$ – зовнішня температура оболонки

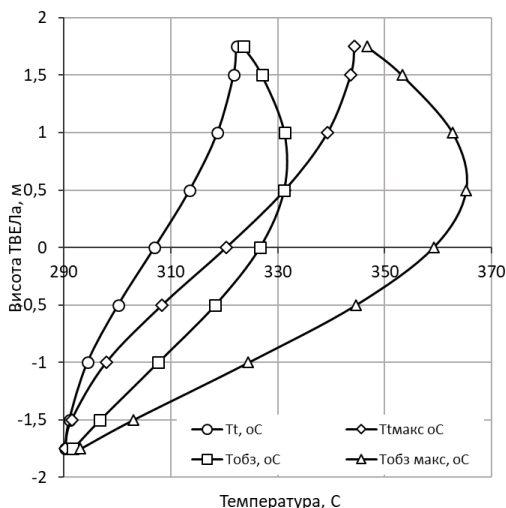


Рис. 4 – Розподіл температур по висоті каналу ТВЕЛа для $q_v = 110 \cdot 10^6$ Вт/м³: T_t – температура теплоносія; $T_t^{\max}$ – максимальна температура теплоносія; $T_{об.з}$ – зовнішня температура оболонки

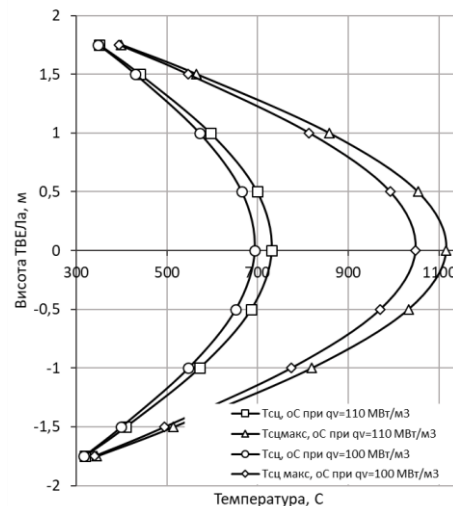


Рис. 5 – Розподіл температур по висоті каналу для $q_v = 100 \cdot 10^6$ Вт/м³ та $q_v = 110 \cdot 10^6$ Вт/м³:
 T_c – температура в центрі стрижня;
 $T_{c, \max}$ – максимальна температура в центрі стрижня

повертається до норми, і кипіння припиняється. Мінімальний запас до кризи теплообміну в максимально навантаженому каналі становить більше 32,5 %.

Як видно з рис. 5 максимальна температура спостерігається в центрі стрижня, де тепловідведення найскладніше через низьку теплопровідність UO_2 . Збільшення температури в центрі при недостатньому охолодженні може призвести до плавлення палива та пошкодження оболонки.

Той факт, що температура оболонки повертається до норми до виходу з каналу є ключовим показником безпеки, що свідчить про ефективне відведення тепла та відсутність переходу до кризи теплообміну.

Конструкція та основні характеристики парогенератора ПГВ-1000М

Парогенератор горизонтальний водо-водяний ПГВ-1000М є ключовим компонентом атомної електростанції з реактором типу ВВЕР-1000 і представлений на рис. 6. Який є однокорпусним рекуперативним теплообмінним апаратом горизонтального типу з зануреним трубним пучком. Парогенератор включає такі основні вузли: корпус, вхідний та вихідний циліндричні колектори теплоносія першого контуру, трубний пучок поверхні теплообміну, дірчастий занурюваний лист, сепараційні пристрої, систему підведення та роздачі живильної води, паровідвідну систему, систему продувок та дренажу [10].

Корпус парогенератора включає циліндричну частину, що складається з 3-х обичайок різної товщини і еліптичного днища. У верхній частині корпусу є патрубки для відведення пари, що генерується, патрубки для підведення живильної води і люки для доступу до ущільнень колекторів теплоносія. У нижній частині корпусу вварені перехідні патрубки для приварювання колекторів теплоносія. Там же розташовані штуцери безперервної та періодичної продувки. В обох днищах корпусу є люки для огляду та ремонту всередині корпусних пристроїв парогенератора [10].

У стіни, нижніх частин колекторів, закладені кінці трубок теплообмінної поверхні. Кінці трубок з'єднуються з колекторами холодної та гарячої петель. Один кінець кожної трубки з'єднаний з колектором холодної петлі, інший кінець з'єднаний з колектором гарячої петлі. Трубки мають U-подібну форму. Для вирівнювання парового навантаження дзеркала випаровування над теплообмінною поверхнею встановлений заглиблений дірчастий лист, над яким розташовані сепараційні пристрої жалюзійного типу. Сепараційні пристрої розташовані у верхній частині парогенератора над звичайним рівнем води, які покращують якість пари, що виходить з парогенератора шляхом вида-

лення більшої частини вологи з пари перед подачею пари в паровий колектор [10].

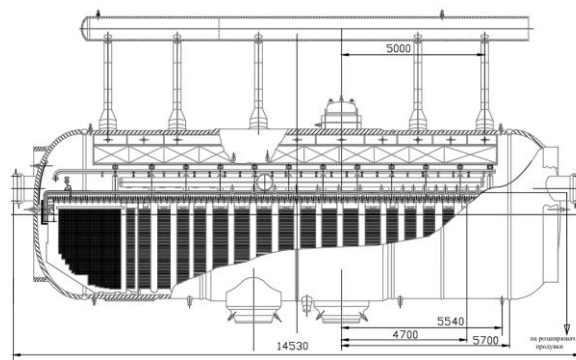


Рис. 6 – Поздовжній переріз парогенератора ПГВ-1000М

Тепловий розрахунок парогенератора

Вхідні дані для розрахунку парогенератора, узгоджені з результатами розрахунків реактора, є такі: тиск пари, що генерується в парогенераторі 6,27 МПа, температура насиченої пари 278,5 °С, паропроductивність 408,3 кг/с, тиск теплоносія первинного контуру 16 МПа, температура теплоносія на вході/виході з парогенератору 322,6 °С/290 °С, температура живильної води на вході в парогенератор 220 °С, швидкість теплоносія 5,72 м/с (табл.2), діаметр трубок 12×1,2 мм. Тепловий конструктивний розрахунок парогенератора виконаний за методикою, що викладена в [10]. Результати теплового та конструктивного розрахунку парогенератора наведені в табл. 3.

Таблиця 3 – Результати теплового та конструктивного розрахунку парогенератора

Найменування величини	Значення
Теплова потужність, $Q_{\text{пг}}$, кВт	632865
Масова витрата теплоносія, G , кг/с	3722,08
Коефіцієнти тепловіддачі з боку теплоносія на вході і виході, α'_1/α''_1 , кВт/(м ² ·К)	35,78/37,95
Коефіцієнти тепловіддачі з боку робочого тіла на вході і виході, α'_2/α''_2 , кВт/(м ² ·К)	68,31/26,59
Середній коефіцієнт теплопередачі, K , кВт/(м ² ·К)	7,71
Температурний напір, $\Delta t_{\text{сер}}$, °С	26,4
Площа поверхні теплообміну парогенератора, $H_{\text{п.г.р}}$, м ²	3582
Кількість трубок, n , шт	13206
Середня довжина трубки, l , м	8
Довжина парогенератора, $l_{\text{пг}}$, м	11,45

Аналіз теплопередачі в парогенераторі

Аналіз теплопередачі в парогенераторі є ключовим для оцінки його ефективності, оптимізації теплових втрат та забезпечення надійності роботи. Для пошуку потенційних шляхів модернізації процесів в парогенераторі було проведено аналіз впливу діаметрів трубок і швидкості первинного теплоносія на процес теплопередачі і габарити парогенератора.

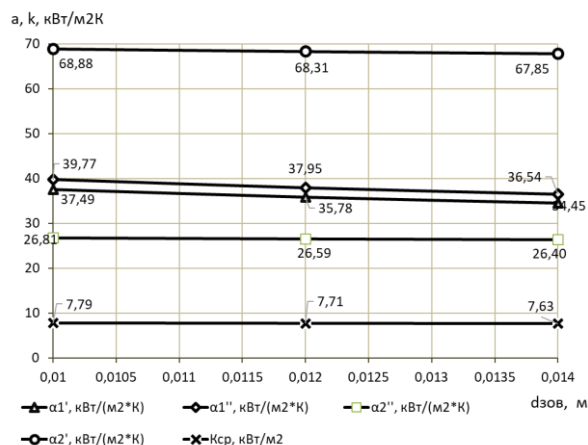


Рис. 7 – Зміна коефіцієнтів тепловіддачі і теплопередачі від діаметру трубок

Аналіз графіків (рис. 7) показує, що зі збільшенням зовнішнього діаметру трубок зменшуються коефіцієнти тепловіддачі як з боку первинного теплоносія (з 37,49 до 34,45 кВт/(м²·К) на вході в парогенератор і з 39,77 до 36,54 кВт/(м²·К) на виході з парогенератора), так і з боку робочого тіла (з 68,88 до 67,85 кВт/(м²·К) на вході в парогенератор і з 26,81 до 26,4 кВт/(м²·К) на виході з парогенератора). Це пояснюється тим, що збільшення діаметру приводить до зниження швидкості потоку первинного теплоносія в трубках, і отже, зменшення інтенсивності тепловіддачі. В міжтрубному просторі можливі зміни режимів кипіння, що призводить до зниження ефективності пароутворення і також зменшення коефіцієнту тепловіддачі. Зменшення коефіцієнтів тепловіддачі призводить до зменшення середнього коефіцієнта теплопередачі з 7,79 до 7,63 кВт/(м²·К).

Очевидно, що зменшення ефективності теплопередачі призводить до збільшення площі поверхні теплообміну (табл. 4). Отже, можна зробити висновки щодо доцільності використовувати трубки меншого діаметру для підвищення ефективності теплопередачі в парогенераторі і зменшення його габаритів.

Розрахунки коефіцієнтів тепловіддачі, теплопередачі, площі поверхні і габаритів парогенератора є складовими теплового конструктивного розрахунку. Розрахунковий аналіз виконувався за методикою теплового розрахунку [10].

На рис. 7 і в табл. 4 наведено результати розрахунків теплопередачі парогенератора при зміні зовнішнього діаметра трубок ($d_{\text{зов}} = 14, 12, 10 \text{ мм}$). Інші вхідні дані не змінювались.

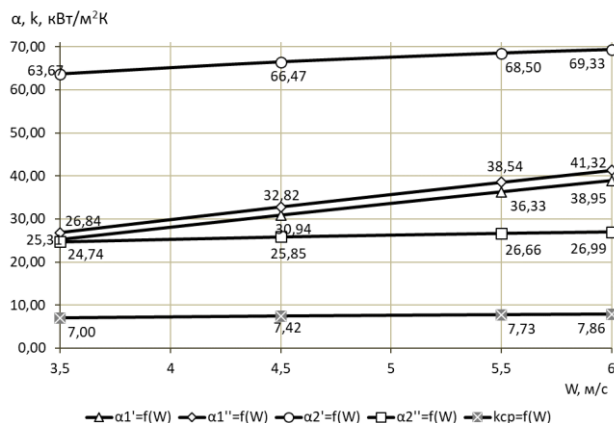


Рис. 8 – Зміна коефіцієнтів тепловіддачі від швидкості потоку

Таблиця 4 – Габарити парогенератора

Найменування величини	Зовнішній діаметр трубок, мм		
	14	12	10
Площа поверхні парогенератора, м²	3616	3582	3542
Кількість трубок	9045	13206	21071
Довжина трубок, м	9,94	8,00	6,08
Радіус парогенератора, м	1,550	1,551	1,552
Довжина парогенератора, м	13,4	11,5	9,5

Таблиця 5 – Результати розрахунків

Найменування величини	Швидкість первинного теплоносія, м/с			
	3,5	4,5	5,5	6
Площа поверхні парогенератора, м²	3943	3719	3569	3511
Кількість трубок	34437	26784	21914	20088
Довжина трубок, м	4,14	5,02	5,89	6,32
Радіус парогенератора, м	1,550	1,551	1,552	1,553
Довжина парогенератора, м	7,58	8,46	9,33	9,76

Аналіз впливу швидкості потоку теплоносія першого контуру (від 3,5 до 6 м/с) на теплопередачу та розміри парогенератора показано на рис. 8 і у табл. 5. Як відомо, зі збільшенням швидкості потоку, збільшується і інтенсивність тепловіддачі. Аналіз проводиться при вибраному діаметрі трубок з попереднього аналізу $d_{\text{зов}} = 10$ мм. Графіки зміни коефіцієнтів тепловіддачі і теплопередачі (рис. 8) показують, що збільшення швидкості первинного теплоносія (першого контуру) суттєво впливає на коефіцієнти тепловіддачі з боку цього теплоносія. В результаті збільшення швидкості з 3,5 до 6 м/с, коефіцієнти тепловіддачі збільшуються з 26,84 до 41,32 кВт/(м²·К) на вході в парогенератор і з 25,31 до 38,95 кВт/(м²·К) на виході з парогенератора. Це впливає і на збільшення інтенсивності тепловіддачі в міжтрубному просторі, що демонструє незначне збільшення коефіцієнтів тепловіддачі α'_2 і α''_2 .

Всі ці фактори призводять до збільшення коефіцієнту теплопередачі: при швидкості теплоносія першого контуру 3,5 м/с коефіцієнт теплопередачі становить 7 кВт/(м²·К), а при швидкості 6 м/с вже 7,86 кВт/(м²·К). Збільшення коефіцієнту теплопередачі призводить до зменшення площі поверхні теплообміну парогенератора, зменшенню кількості трубок і зменшення габаритів парогенератора (табл. 5).

Висновки

У ході роботи було проведено комплексний аналіз активної зони реактора ВВЕР-1000 та парогенератора ПГВ-1000М, що дозволило оцінити вплив параметрів на ефективність і безпеку експлуатації енергоблоку. Встановлено, що оптимальним режимом роботи активної зони є питоме енергонапруження активної зони на рівні $110 \cdot 10^6$ Вт/м³, яке забезпечує стабільність процесів тепловідведення та зменшує ризики перегріву паливних елементів. Це підтверджує важливість правильного вибору теплових і геометричних параметрів активної зони для підвищення надійності реакторної установки.

Аналіз конструктивних та теплотехнічних характеристик парогенератора ПГВ-1000М показав, що зменшення діаметра трубок і підвищення швидкості потоку теплоносія сприяють інтенсифікації теплообміну та зменшенню габаритів апарата. Одночас такі заходи призводять до зростання гідравлічних втрат і збільшення енергоспоживання циркуляційних насосів, що потребує проведення додаткових гідравлічних та техніко-економічних розрахунків.

Комплексне дослідження підтвердило, що узгодженість параметрів активної зони і парогенератора є ключовим чинником для забезпечення ефе-

ктивності та безпеки роботи енергоблоку. Оптимізація їхніх характеристик сприяє підвищенню енергоефективності атомної електростанції та створює передумови для подальшої модернізації реакторних установок типу ВВЕР-1000. Отримані результати можуть бути використані в практиці проєктування та експлуатації обладнання АЕС, а також у наукових дослідженнях, пов'язаних з підвищенням ефективності роботи атомних енергоблоків.

Список літератури

1. World Nuclear Performance Report 2023 / World Nuclear Association. – London, 2023. – URL: <https://world-nuclear.org/images/articles/performance-report-2023-final.pdf> (дата звернення 22.11.2025).
2. Slugen V. VVER long-term operation – A review based on the material studies results from past and ongoing EU-supported research projects / V. Slugen, J. S. Veternikova, M. Domankova, M. Gavalec, J. Petzova, D. Slněk, M. Dzubinsky, O. Shugaylo, I. Szenthe, F. Gillemot, M. Zarazovskii, J. Lydman, R. Kopriva, S. Szavai, O. Srba // Nuclear Engineering and Design. – 2025. – Vol. 435. – Paper ID 113949. – DOI: <https://doi.org/10.1016/j.nucengdes.2025.113949>.
3. Zarifi E. Semi 2D modeling of the horizontal steam generator PGV-1000 using the RELAP5 code / E. Zarifi, G. R. Jahanfarnia, S. K. Mousavian, F. D'Auria // Progress in Nuclear Energy. – 2009. – Vol. 51, Is. 8. – PP: 788–798. – DOI: <https://doi.org/10.1016/j.pnucene.2009.05.001>.
4. Redondo-Valero E. Thermal-hydraulic analysis of a VVER-1000/V-320 reactor with TRACE5p5 code / E. Redondo-Valero, C. Queral, V. H. Sanchez-Espinoza // European Nuclear Young Generation Forum (ENYGF'21), 27–30 September 2021, Tarragona, Spain. – 2021. – URL: https://www.researchgate.net/publication/375385998_Thermal-hydraulic_analysis_of_a_VVER-1000V-320_reactor_with_TRACE5p5_code (дата звернення 22.11.2025).
5. Tabadar Z. Thermal-hydraulic analysis of VVER-1000 residual heat removal system using RELAP5 code, an evaluation at the boundary of reactor repair mode / Z. Tabadar, S. Aghajanzpour, M. Jabbari, M. Khaleghi, M. Hashemi-Tilehnoee // Alexandria Engineering Journal. – 2018. – Vol. 57, Is. 3. – PP. 1249–1259. – DOI: <https://doi.org/10.1016/j.aej.2017.03.044>.
6. Ateya A. E. A. Benchmark Analysis of VVER-1000 Nuclear Reactor using MCNPX code for the Westinghouse and the TVEL Fuel Assemblies / A. E. A. Ateya // International Journal of Engineering Research and Advanced Technology (IJERAT). – 2020. – Vol. 6, No. 3. – PP. 20–28. – DOI: <https://doi.org/10.31695/IJERAT.2020.3608>.
7. WVER-1000 Reactor Simulator: Material for Training Courses and Workshops / International Atomic Energy Agency (IAEA). – Vienna, 2005. – No. 21. – 2nd Ed. – ISSN 1018–5518. – URL: https://www-pub.iaea.org/MTCD/Publications/PDF/TCS-21_2nd_web.pdf (дата звернення 22.11.2025).
8. Реактори і парогенератори енергоблоків АЕС: схеми, процеси, матеріали, конструкції, моделі : монографія / О. В. Єфімов, М. М. Пилипенко, Т. В. Потаніна, В. Л. Каверцев, Т. А. Гаркуша ; ред. О. В. Єфімов ; Нац. техн. ун-т «Харків. політехн. ін-т». – Харків : ТОВ «В справі», 2017. – 420 с. – ISBN 978-617-7305-28-5.
9. Денисевич К. Б. Книга 4. Розвиток атомної енергетики та об'єднаних енергосистем / К. Б. Денисевич, Ю. О. Ландау, В. О. Нейман, В. М. Сулейманов, Б. А. Шияєв // Енергетика: Історія, сучасність і майбутнє. – Київ, 2013. – 304 с.
10. Шевель Є. В. Парогенератори АЕС / Є. В. Шевель, М. В. Воробйов // Методичні вказівки до курсового проєкту з дисципліни «Парогенератори та теплообмінники АЕС» для

студентів спеціальності 143 «Атомна енергетика» та 142 «Енергетичне машинобудування». – Київ : КПІ ім. І. Сікорського, 2017. – 25 с. – URL: <https://ela.kpi.ua/items/f67fb85c-70c3-4628-95df-c1f241d6b659> (дата звернення 22.11.2025).

References (transliterated)

1. World Nuclear Association (2023), *World Nuclear Performance Report 2023*, London, United Kingdom, Access mode: <https://world-nuclear.org/images/articles/performance-report-2023-final.pdf> (accessed 22 November 2025).
2. Slugen V., Veternikova J. S., Domankova M., Gavalec M., Petzova J., Slnek D., Dzubinsky M., Shugaylo O., Szenthe I., Gillemot F., Zarazovskii M., Lydman J., Kopriva R., Szavai S., Srba O. (2025), "VVER long-term operation – A review based on the material studies results from past and ongoing EU-supported research projects", *Nuclear Engineering and Design*, vol. 435, paper ID 113949, <https://doi.org/10.1016/j.nucengdes.2025.113949>.
3. Zarifi E., Jahanfarnia G. R., Mousavian S. K., D'Auria F. (2009), "Semi 2D modeling of the horizontal steam generator PGV-1000 using the RELAP5 code", *Progress in Nuclear Energy*, vol. 51, is. 8, pp: 788–798, <https://doi.org/10.1016/j.pnucene.2009.05.001>.
4. Redondo-Valero E., Queral C., Sanchez-Espinoza V. H. (2021), "Redondo-Valero E. Thermal-hydraulic analysis of a VVER-1000/V-320 reactor with TRACE5p5 code", European Nuclear Young Generation Forum (ENYGF'21), 27–30 September 2021, Tarragona, Spain, Access mode: https://www.researchgate.net/publication/375385998_Thermal-hydraulic_analysis_of_a_VVER-1000V-320_reactor_with_TRACE5p5_code (accessed 22 November 2025).
5. Tabadar Z., Aghajanianpour S., Jabbari M., Khaleghi M., Hashemi-Tilehnoee M. (2018), "Thermal-hydraulic analysis of VVER-1000 residual heat removal system using RELAP5 code, an evaluation at the boundary of reactor repair mode", *Alexandria Engineering Journal*, vol. 57, is. 3, pp. 1249–1259, <https://doi.org/10.1016/j.aej.2017.03.044>.
6. Ateya A. E. A. (2020), "Benchmark Analysis of VVER-1000 Nuclear Reactor using MCNPX code for the Westinghouse and the TVEL Fuel Assemblies", *International Journal of Engineering Research and Advanced Technology (IJERAT)*, vol. 6, no. 3, pp. 20–28, <https://doi.org/10.31695/IJERAT.2020.3608>.
7. International Atomic Energy Agency (IAEA) (2005), *WVER-1000 Reactor Simulator: Material for Training Courses and Workshops*, 2nd Ed., ISSN 1018–5518, Access mode: https://www-pub.iaea.org/MTCD/Publications/PDF/TCS-21_2nd_web.pdf (accessed 22 November 2025).
8. Yefimov O. V., Pylypenko M. M., Potanina T. V., Kavertsev V. L., Harkusha T. A. (2017), *Reaktory i parogeneratory energoblokiv AES: shemy, procesy, materialy, konstrukcii, modeli* [Reactors and steam generators of NPP power units: schemes, processes, materials, structures, models], LLC "In the case", Kharkiv, Ukraine, 420 p., ISBN 978-617-7305-28-5.
9. Denysevych K. B., Landau Ju. O., Nejman V. O., Sulejmanov V. M., Shyljajev B. A. (2013), "Knyga 4. Rozvytok atomnoi' energetyky ta ob'jednanyh energosystem ["Development of Nuclear Energy and Integrated Power Systems"]", *Energetyka: Istorija, suchasnist' i majbutnje* ["Energy: History, Present, and Future"], Kiev, Ukraine.
10. Shevel' Je. V., Vorobjov M. V. (2017), "Parogeneratory AES [Steam Generators of Nuclear Power Plants]", *Metodychni vказivky do kursovogo proektu z dyscypliny "Parogeneratory ta teploobminnyky AES"* [Guidelines for the Course Project in the Discipline «Steam Generators and Heat Exchangers of Nuclear Power Plants»], National Technical University of Ukraine "Igor Sikorsky Kyiv Polytechnic Institute", Kiev, Ukraine, 25 p, Access mode: <https://ela.kpi.ua/items/f67fb85c-70c3-4628-95df-c1f241d6b659> (accessed 22 November 2025).

Надійшла (received) 18.9.2025

Відомості про авторів / About the Authors

Литвиненко Оксана Олексіївна (Lytyunenko Oksana) – кандидат технічних наук, доцент; професор кафедри турбінобудування, Національний технічний університет «Харківський політехнічний інститут», Харків, Україна; e-mail: lytyunenko.oksana2016@gmail.com; ORCID: <https://orcid.org/0000-0002-0182-2255>.

Михайлова Ірина Олександрівна (Myhaylova Irina) – кандидат технічних наук, доцент кафедри турбінобудування, Національний технічний університет «Харківський політехнічний інститут», Харків, Україна; myhaylovai@gmail.com, ORCID 0000-0002-1857-0787.

Проценко Дмитро Олегович (Protsenko Dmytro) – магістр-науковець кафедри турбінобудування, Національний технічний університет «Харківський політехнічний інститут», Харків, Україна; e-mail: dimaprotsenko14@gmail.com; ORCID: <https://orcid.org/0009-0004-8240-6158>.

Вашев Іван Валентинович (Vashev Ivan) – магістр-науковець кафедри турбінобудування, Національний технічний університет «Харківський політехнічний інститут», Харків, Україна; e-mail: vashev6@gmail.com; ORCID: <https://orcid.org/0009-0001-4509-1060>.