

О. Ю. ЧЕРНОУСЕНКО, Т. В. НИКУЛЕНКОВА, А. Г. НИКУЛЕНКОВ

АНАЛІЗ МОЖЛИВОСТІ ПІДВИЩЕННЯ ТЕПЛОВОЇ ПОТУЖНОСТІ ЕНЕРГОБЛОКІВ АТОМНИХ ЕЛЕКТРОСТАНЦІЙ (ЧАСТИНА 2)

АНОТАЦІЯ Проведені дослідження з використанням теплогідравлічного одномірного інтегрального розрахункового коду щодо впливу підвищення проектної номінальної теплової потужності до 3045 МВт на дотримання критеріїв безпечної експлуатації для енергоблоку № 2 Южно-Української АЕС. Наведені дослідження показують можливість і доцільність застосування модифікації, пов'язаної з підвищенням теплової потужності реакторної установки до 3045 МВт на енергоблоках № 1 та № 2 Южно-Української АЕС. Після успішної дослідної експлуатації можливе застосування даної модифікації і на інших атомних станціях, оцінивши при цьому специфічні відмінності енергоблоків. Представлені результати теплогідравлічного аналізу та зроблені висновки щодо доцільності впровадження такого підвищення.

Ключові слова: водо-водяний енергетичний реактор, безпечна експлуатація, підвищення теплової потужності, енергоблок, циліндр високого тиску, електроенергія.

O. CHERNOUSENKO, T. NIKULENKOVA, A. NIKULENKOV

ANALYSIS OF THE OPPORTUNITY FOR AN INCREASE IN THE THERMAL POWER OF POWER GENERATING UNITS OF NUCLEAR POWER PLANTS (PART 2)

ABSTRACT A level of scientific knowledge combined with the use of contemporary computational tools and the analysis of the experience gained in the field of safe operation provides opportunities for a decrease in the level of conservatism laid at the stage of design. This scientific paper gives the research data obtained to confirm an opportunity for an increase in the thermal power by 1.5 % for the power unit No2 at the South-Ukrainian Nuclear Power Plant based on the data of implementation and trial operation of this modification at the power unit No1 of the South-Ukrainian Nuclear Power Plant. Structurally, this scientific paper consists of the description of a pilot modification used by the power unit No1 of the South-Ukrainian Nuclear Power Plant, graphic representation of power levels before and after the introduction of the modification designed to increase the thermal power by 1.5 % and it also includes the data of thermal hydraulic analysis of the opportunity for the use of the pilot modification for the power unit No 2 at the South-Ukrainian Nuclear Power Plant provided that acceptability criteria established by the project are not exceeded. The conclusions on the influence of this modification on the safe operation have been made. In case of successful trial operation this modification can be used by other power plants with estimation of the specific distinctions of tested power units. The recommendations on the scope of measures and substantiations required for the introduction of an appropriate level of an increase in thermal power of Ukrainian power units with water-moderated water-cooled power reactors WMPR-1000 and WMPR-440 have been given. To extend the service life of power units of NPP a possible increase in the power for the classes 1 and 2 should be taken into consideration and it is recommended to be guided by the international experience.

Key words: water-moderated water-cooled power reactor, safe operation, an increase in the heat power, power unit, high pressure cylinder, and the electric power.

Вступ

Можливість та доцільність впровадження підвищення потужності діючих енергоблоків АЕС на основі використання міжнародного досвіду та встановлення концептуального підходу щодо реалізації даної модифікації на українських енергоблоках з ВВЕР-1000 та ВВЕР-440 представлено в [1].

В даній статті представлені результати дослідження направлені на підтвердження можливості підвищення теплової потужності на 1,5 % на енергоблоці № 2 Южно-Української АЕС базуючись на результатах впровадження та дослідної експлуатації даної модифікації на енергоблоці № 1 Южно-Української АЕС.

Структурно стаття складається з опису пілотної модифікації на енергоблоці № 1 Южно-Української АЕС, графічного представлення рівнів потужності до і після впровадження модифікації

щодо підвищення теплової потужності на 1,5 %, а також теплогідравлічний аналіз можливості застосування пілотної модифікації для енергоблоку № 2 Южно-Української АЕС з точки зору неперевищення встановлених проектом критеріїв прийнятності.

Мета роботи

Вирішення завдання реалізації резервів збільшення потужності діючих енергоблоків АЕС, що дозволить підвищити обсяги генерації електроенергії без істотних витрат.

Коротка характеристика енергоблоку №1 Южно-Української АЕС

Енергоблок 1000 МВт ст. № 1 Южно-Української АЕС був введений в експлуатацію 18.10.1983 року. Це моноблок, який працює за

двоконтурною схемою з системою циркуляційного водопостачання з водосховища Ташлик.

Основне обладнання енергоблоку складається з водо-водяного реактора ВВЕР-1000 номінальною тепловою потужністю 3000 МВт, чотирьох горизонтальних парогенераторів типу ПГВ-1000 продуктивністю по 1469 т/год, парової турбіни К-1000-60/1500 ХТГЗ (Харківський турбогенераторний завод) потужністю 1030 МВт і електричного генератора ТВВ-1000-4 потужністю 1000 МВт.

Циркуляція води через реактор здійснюється по чотирьох петлях першого контуру, кожна з яких включає в себе головний циркуляційний насос, що підводить і відводить трубопроводи.

Парова турбіна К-1000-60/1500 є одновальним п'яти циліндровим агрегатом (ЦВТ + ЦСТ + ЗЦНТ) з боковим вихлопом пара з циліндрів низького тиску в конденсатори. Циліндри високого, середнього та низького тиску двохпоточні. Проміжний перегрів пари здійснюється в двохступеневому пароперегрівнику після ЦВТ з попередньою сепарацією вологи з пари.

Відповідно до діючої ліцензії на право здійснення діяльності з «експлуатації ядерних установок Южно-Української АЕС» проектний термін експлуатації енергоблоку № 1 ЮУАЕС закінчився 02.12.2013 року. Рішення про доцільність здійснення заходів щодо продовження експлуатації енергоблоку АЕС приймає експлуатуюча організація, виходячи з можливості забезпечення безпеки на рівні, встановленому в діючих нормах і правилах з ядерної та радіаційної безпеки, шляхом проведення аналізу економічних факторів та технічного стану критичних елементів енергоблоку АЕС [2].

В 2013 році продовжено термін експлуатації енергоблоку, а також проведена модернізація практично всіх систем і елементів АЕС, програмно-технічних комплексів, впроваджені нові засоби вимірювання, алгоритми, комп'ютерні системи на базі сучасних технічних рішень.

1 листопада 2016 року енергоблок № 1 Южно-Української АЕС виведено на рівень теплової потужності 3045 МВт (дослідна експлуатація), що відповідає 101,5 % від проектної потужності. Понад проектні 45 МВт теплової потужності дозволяють отримати додаткових 15 МВт електричної потужності з енергоблоку.

Обґрунтування допустимих меж підвищення потужності реакторної установки

Незважаючи на консервативний підхід, прийнятий у вітчизняній ядерній галузі, атомна енергетика розвивається динамічно, впроваджуються нові конструкційні і ядерні матеріали, оптимізуються термодинамічні характеристики, розробляються і реалізуються прогресивні технологі-

чні і конструкторські рішення. Все це – велика робота з підвищення продуктивності та безпеки на діючих електростанціях.

При обґрунтуванні безпеки енергоблоку № 1 Южно-Української АЕС (звіт з аналізу безпеки) за номінальну потужності консервативно приймалась величина, яка складається: з номінального значення ($N_{\text{ном}}$), максимальної похибки вимірювання $\Delta N_{\text{вим}} = 2 \% \cdot N_{\text{ном}}$, а також максимальної похибки регулювання $\Delta N_{\text{рег}} = 2 \% \cdot N_{\text{ном}}$. З урахуванням викладеного, розрахункова теплова потужність визначена як:

$$\begin{aligned} N_{\text{розр}} &= N_{\text{ном}} + \Delta N_{\text{вим}} + \Delta N_{\text{рег}} = \\ &= 104 \% \cdot N_{\text{ном}} = 3120 \text{ МВт}. \end{aligned} \quad (1)$$

За рахунок зменшення похибки визначення потужності на 1,25 % $\cdot N_{\text{ном}}$ і збільшення точності підтримки заданої потужності на 0,5 % $\cdot N_{\text{ном}}$, створені передумови для збільшення дозволеної потужності активної зони на 1,75 % $\cdot N_{\text{ном}}$. Однак, з урахуванням не перевищення значення нейтронної потужності 109 %, що відповідає тепловій потужності 3270 МВт, при якій спрацьовує аварійний захист, значення номінальної потужності можна збільшити на 1,0 % до 3030 МВт, а значення дозволеної потужності можна збільшити на 1,5 % до 3045 МВт. В результаті такої зміни регламентного значення $N_{\text{д}}$, середню теплову потужність активної зони в номінальному режимі можна буде підвищити на 45 МВт, як показано на рис. 1. При цьому зберігається проектне значення $N_{\text{розр}} = 3120 \text{ МВт}$ (звіт з аналізу безпеки).

Дана модифікація поширюється на роботу реакторних установок в стаціонарному режимі і не впливає на безпеку при швидких змінах потужності. Значення амплітуди саморегулюючих коливань теплової потужності в стаціонарному стані прийнято з практики за багаторічну експлуатацію енергоблоку. У разі більш значних відхилень теплової потужності вступають в роботу автоматичні регулятори і обмежувачі потужності. Модернізований пристрій АРП (автоматичний регулятор потужності) забезпечує точність 1,5 %.

Відхилення потужності в більшу сторону призведе до зростання як теплогідравлічних параметрів, так і показання нейтронного потоку, що, при досягненні максимальної допустимої потужності, викличе відповідну реакцію автоматичного регулятора потужності або обмежувачів потужності.

При перехідних процесах пов'язаних зі зменшенням потужності, швидкість введення від'ємної реактивності, а також швидкість зменшення нейтронної і теплової потужностей, залежить від ефективності робочої групи органів регулювання системи управління та захисту і не пов'язана з точністю визначення теплової потужності ні до, ні після модифікації.

Для усунення вищеописаного надлишкового консерватизму запропоновано використовувати в

ТРБЕ (технологічний регламент безпечної експлуатації) величину заданої (дозволеної) потужності $N_{розр1} = 3045$ МВт, величину номінальної потужності $N_{ном1} = 3030$ МВт. Величина максимально допустимої теплової потужності реакторної установ-

ки буде дорівнює $102\% \cdot N_{ном1} = 3090$ МВт (максимально допустима потужність по ТРБЕ). Як вказано раніше, наразі робота енергоблоку на підвищеному рівні потужності знаходиться в дослідній експлуатації.

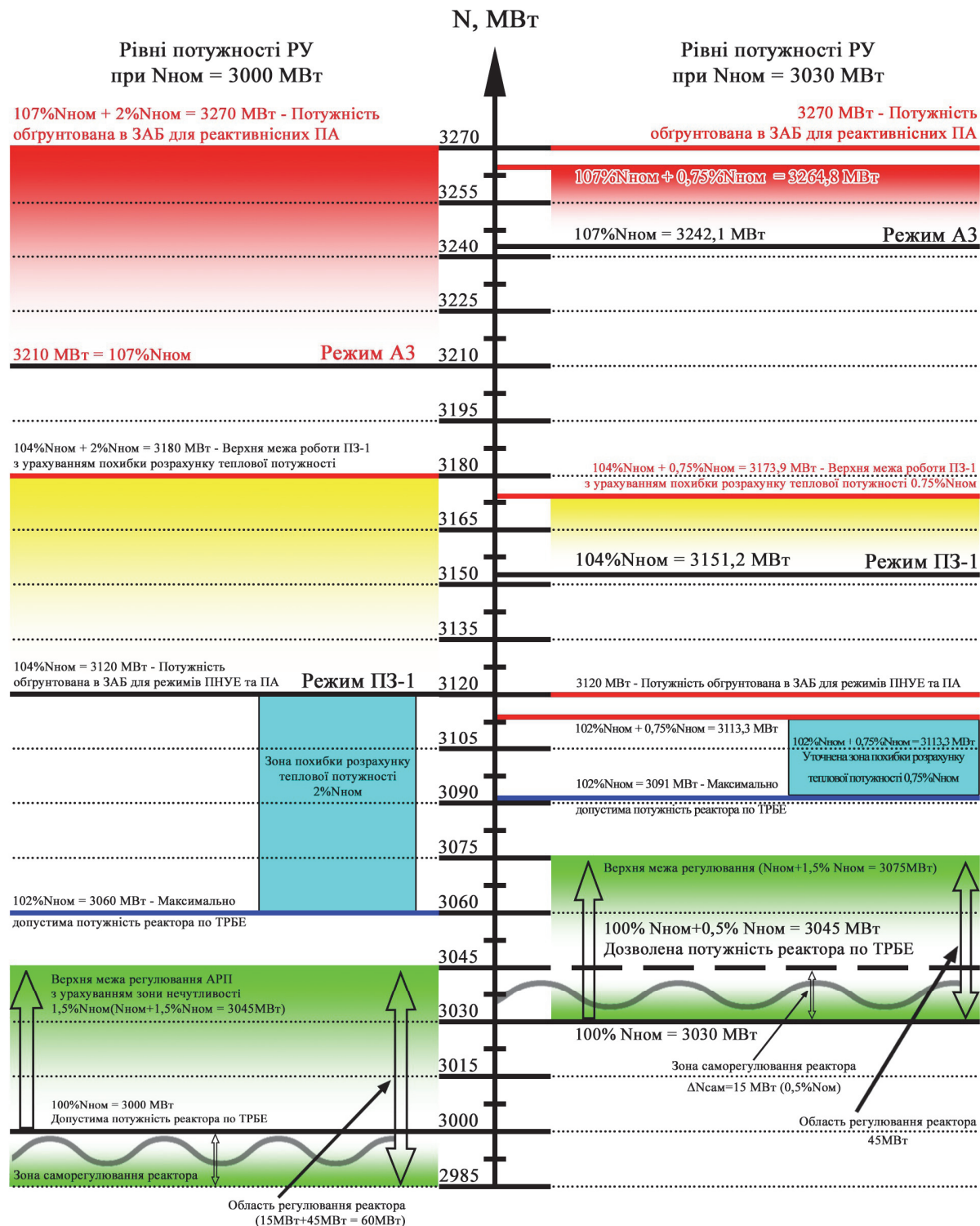


Рис. 1 – Рівні потужності реакторної установки

РУ – реакторна установка; ЗАБ – звіт з аналізу безпеки, АЗ – аварійний захист, ПА – проектна аварія, АРП – автоматичний регулятор потужності, ПЗ – попереджувальний захист

З огляду на вищесказане та оцінюючи досвід енергоблоку № 1 на № 2 ЮУАЕС, можна констатувати, що перегляд результатів аналізу проектних аварій для енергоблоку № 2 при впровадженні даної модифікації в повному обсязі не потрібен, оскільки закладений в цьому аналізі консерватизм досить великий (аналіз проектних аварій виконаний для потужності 104 % від проектного значення, а для аварій, що пов'язані з реактивністю – 109 % від проектного значення). Проте необхідно провести аналіз щодо виявлення тих вихідних подій, для яких потрібно виконати перерахунок, з метою врахування коефіцієнтів реактивності, розрахованих відповідно до поточного паливного завантаження збірками ТВЗА (тепловиділяюча збірка), і які потенційно можуть привести до гірших наслідків (з точки зору порушення встановлених критеріїв прийнятності) ніж ті, що були використані при виконанні аналізу проектних аварій.

В рамках даної роботи за допомогою розрахункового коду *RELAP5* (код дозволений для використання при обґрунтуванні безпеки ядерної енергетичної установки згідно [3] для енергоблоку № 2 ЮУАЕС перерахована одна з таких вихідних подій «Втрата вакууму в конденсаторах турбіни». Дана вихідна подія призводить до зменшення тепловідводу від першого контуру.

Аналіз вихідної події «Втрата вакууму в конденсаторах турбіни»

Погіршення відведення тепла через другий контур відбувається внаслідок зростання тиску в парогенераторах. Дисбаланс між першим і другим контурами, а також генерацією і відведенням пари може призвести до загрози порушення цілісності границь (меж) першого і другого контурів. В свою чергу відключення головних циркуляційних насосів, в результаті втрати електроживлення, призведе до недостатнього відведення тепла від активної зони реактора і, як наслідок, може призвести до виникнення кризи тепловіддачі.

Так як дана вихідна подія характеризується зростанням температури теплоносія до спрацьовування аварійного захисту, то необхідно в розрахунках використовувати мінімальні зворотні зв'язки, що характерні для початку паливної кампанії. Зменшення тепловідводу через другий контур призводить до зростання температури теплоносія на вході в реактор, таким чином, використання мінімального β_r/β_u (коефіцієнт реактивності по густині теплоносія/сповільнювача) призводить до більшого зростання нейтронної потужності, більш високій температурі теплоносія і, відповідно, меншому запасу до кризи теплообміну, більшій кількості переданого тепла до другого контуру і більш високому тиску в ньому.

Слід зауважити, що підтримання вакууму є одним з важливих аспектів, що впливають на економічність роботи турбоустановки. На підставі численних дослідів встановлено, що при зменшенні вакууму на 1 % проти його оптимального значення – витрата пари турбоустановки, при тій же потужності, збільшується на 1–2 %. Тому спостереження за вакуумом і підтримання його в межах, установлених експлуатаційною інструкцією, є абсолютно обов'язковим. При втраті вакууму в конденсаторі парової турбіни подача в нього великої кількості пари могла б привести до надмірного підвищення в ньому тиску і пошкодження його деталей.

Отже, мета виконання розрахунку даної вихідної події, підтвердити неперевищення критерію прийнятності по тиску першого контуру ($1,15P_{1к} = 207 \text{ кГ/см}^2$, тиск надлишковий) з урахуванням поточного паливного завантаження збірками ТВЗА.

Враховуючи викладене, були прийняті наступні початкові умови:

– коефіцієнт реактивності по щільності теплоносія: $6,8 \cdot 10^{-2} \text{ 1/(г/см}^3\text{)}$;

– коефіцієнт реактивності по температурі палива: $-2,85 \cdot 10^{-5} \text{ 1/}^\circ\text{C}$;

– ефективна частка запізнених нейтронів: $\beta_{\text{еф}} = 0,68 \%$;

– час життя миттєвих нейтронів: $19,19 \cdot 10^{-2} \text{ с}$.

З урахуванням сказаного в (табл. 1) наведено основні параметри ядерної енергетичної установки в стаціонарному стані на момент настання вихідної події.

Таблиця 1 – Основні параметри ядерної енергетичної установки в стаціонарному стані

Параметр стану	Значення
Теплова потужність реактора, МВт	3120
Максимальна потужність тепловиділяючої збірки, МВт	27,12
Максимальний лінійний тепловий потік зовнішньої поверхні твела, Вт/см	447,9
Тиск на виході з реактора, кГ/см^2	162
Температура теплоносія на вході в реактор, $^\circ\text{C}$	288
Температура теплоносія на виході з реактора, $^\circ\text{C}$	318,2
Температура теплоносія на виході з тепловиділяючої збірки з максимальним енерговиділенням, $^\circ\text{C}$	330,7
Максимальна температура зовнішньої поверхні оболонок твела, $^\circ\text{C}$	340,5
Максимальна температура палива, $^\circ\text{C}$	1913,5

В ході розвитку аналізованого аварійного сценарію, можна виділити декілька основних хронологічних етапів.

Вихідна подія «Втрата вакууму в конденсаторах турбіни» розпочинається, при цьому мінімальний коефіцієнт запасу до кризи теплообміну складає 2,91. Через 0,74 секунди відбувається закриття стопорного клапана турбогенератора за фактом втрати вакууму в конденсаторах турбіни і, як наслідок, відключення двох турбоживильних насосів. Відкриття швидкодіючих редуційних установок (перепуску пари) в атмосферу за фактом збільшення тиску в паропроводах відбувається на 8,4 секунді. Після цього подається сигнал аварійного захисту і на 10,6 секунді знеструмлюється енергоблок та відключається головний циркуляційний насос. Робота автоматики ступеневого пуску починається на 12,7 секунді, після чого відбувається відкриття робочих запобіжних клапанів регулятора тиску і контрольних запобіжних клапанів парогенератора. На 14 секунді досягається максимальний тиск в першому контурі 205 кг/см^2 , а через 0,3 секунди максимальний тиск в другому контурі стає $86,4 \text{ кг/см}^2$. В момент часу 19,5 секунд закриваються запобіжні клапани регулятора тиску, після чого включаються аварійні живильні електронасоси. В момент часу 573 секунди відкриваються засувки на лінії аварійної живильної води за фактом зниження рівня в будь-якому парогенераторі нижче 1,5 м при температурі в усіх гарячих нитках петель більше $150 \text{ }^\circ\text{C}$ і починається відновлення рівня в парогенераторах. Закінчується розрахунок при часі 3600 секунд.

Проведений розрахунковий аналіз перехідного процесу, викликаного вихідною подією «Втрата вакууму в конденсаторах турбіни», підтверджує виконання критерію прийнятності по тиску в першому контурі реакторної установки (максимальне значення тиску в першому контурі 205 кг/см^2 (надлишковий) $< 1,15P_{\text{к}} = 207 \text{ кг/см}^2$).

Основні результати теплогідравлічного розрахунку для даного сценарію в графічній формі наведені нижче (рис. 2–5).

Наведені дослідження показують можливість і доцільність застосування модифікації, пов'язаної з підвищенням теплової потужності реакторної установки до 3045 МВт на енергоблоках № 1 та № 2 Южно-Української АЕС. Після успішної дослідної експлуатації можливе застосування даної модифікації і на інших атомних станціях, оцінивши при цьому специфічні відмінності енергоблоків.

За результатами дослідної експлуатації слід внести зміни в програму з управління ресурсом. При продовженні терміну експлуатації енергоблоків АЕС слід також враховувати можливе підвищення потужності за класами 1, 2 і керуватися міжнародним досвідом [4, 5].

Набутий в даний час значний досвід експлуатації ядерного палива, удосконалення розрахункових методик і кодів, дозволяють зменшити похибку вимірювань, знизити нечутливість і підвищити точність регулювання параметрів.

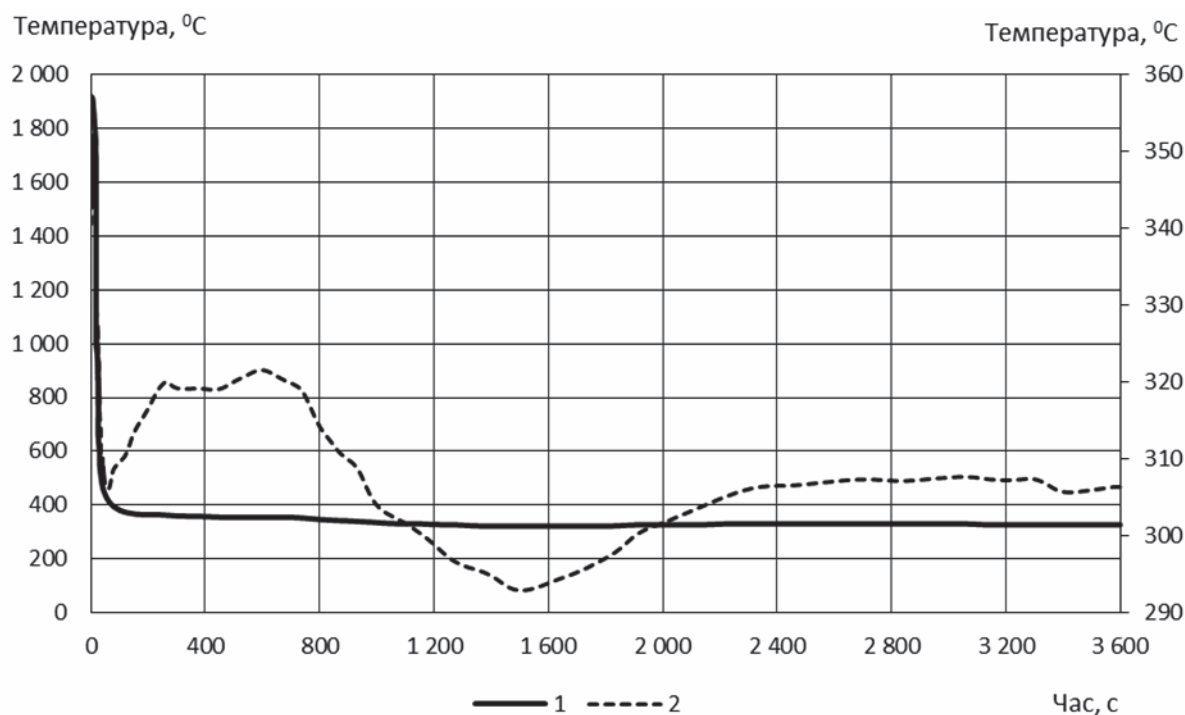


Рис. 2 – Зміна температури:

1 – палива (вісь зліва); 2 – зовнішньої поверхні оболонки твела (вісь справа)

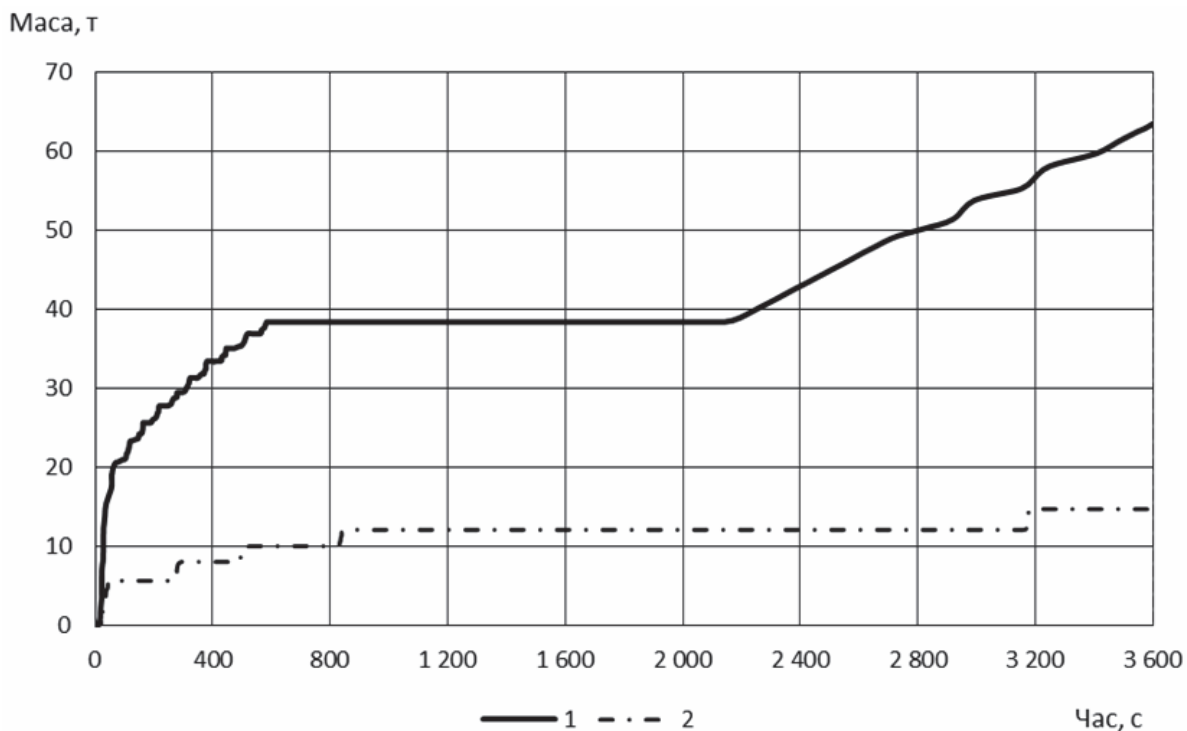


Рис. 3 – Сумарна інтегральна витрата пари через:
 1 – швидкодіючу редуційну установку в атмосферу; 2 – запобіжний клапан парогенератора

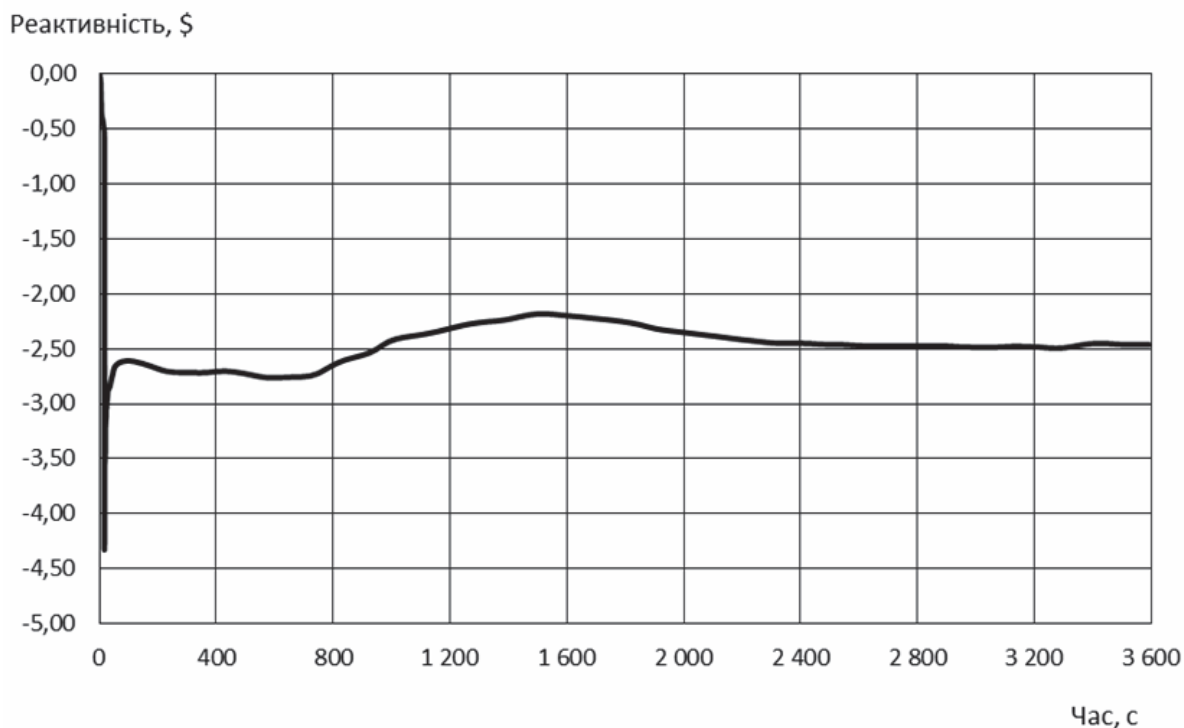


Рис. 4 – Зміна загальної реактивності в активній зоні

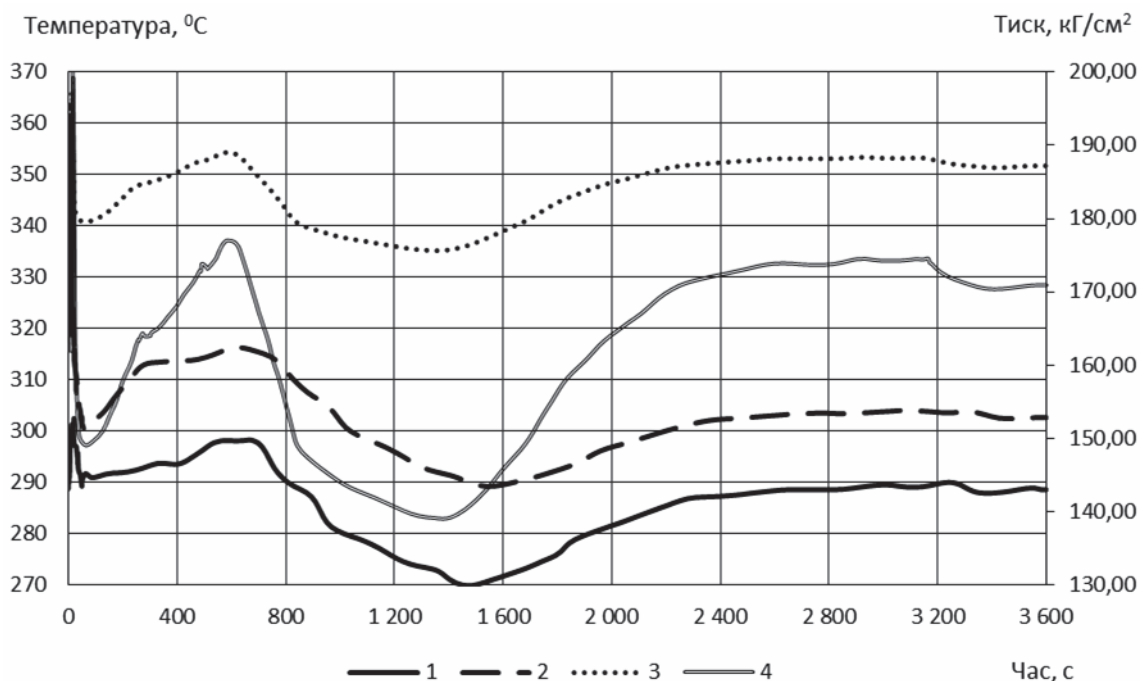


Рис. 5 – Зміна параметрів теплоносія першого контуру:

1 – зміна температури на вході в активну зону; 2 – зміна температури на виході із активної зони;
3 – зміна температури насичення 4 – зміна тиску на виході із активної зони.

Висновки

1 При підвищенні дозволеної потужності реактора необхідно врахувати те, що:

– модифікація впроваджується на принципі не перевищення проектних основ;

– модифікація передбачає підвищення номінальної теплової потужності активної зони до 3030 МВт, а дозволеної теплової потужності до 3045 МВт за рахунок підвищення точності вимірювання (зменшення $\Delta N_{вим}$) і точності регулювання (зменшення $\Delta N_{рег}$).

2 Проведений для енергоблоку № 2 ЮУАЕС розрахунковий аналіз перехідного процесу, викликаного вихідною подією «Втрата вакууму в конденсаторах турбіни», підтверджує виконання критерію прийнятності по тиску в першому контурі реакторної установки.

3 Необхідно виконати подальший аналіз щодо необхідності актуалізації/оновлення розділу з аналізу проектних аварій звіту з аналізу безпеки для енергоблоку № 2 ЮУАЕС.

4 При черговому перегляді матеріалів з аналізу запроектованих аварій необхідно врахувати дану модифікацію з точки зору її впливу на дії персоналу згідно з протиаварійною документацією.

Список літератури

- 1 Черноусенко, О. Ю. Оцінка стану енергетичного обладнання України та інших країн / О. Ю. Черноусенко, Т. В. Нікуленкова,

А. Г. Нікуленков // Вісник НТУ «ХП». Серія: Енергетичні та теплотехнічні процеси й устаткування. – Харків : НТУ «ХП», 2016. – № 8(1180). – С. 22–27. – Бібліогр.: 9 назв. – ISSN 2078-774X. – doi: 10.20998/2078-774X.2016.08.03.

- 2 Черноусенко, О. Ю. Етапи реалізації управління старінням елементів енергоблоків АЕС / О. Ю. Черноусенко, Т. В. Нікуленкова, А. Г. Нікуленков // Вісник НТУ «ХП». Серія: Енергетичні та теплотехнічні процеси й устаткування. – Харків : НТУ «ХП», 2016. – № 9(1181). – С. 85–89. – Бібліогр.: 6 назв. – ISSN 2078-774X. – doi: 10.20998/2078-774X.2016.09.12.
- 3 EP03-2009.721.ОД.1. Южно-Украинская АЭС. Энергоблок № 1. Отчет по периодической переоценке безопасности. Фактор № 5. Детерминистический анализ безопасности. Окончательная редакция (с приложениями). – Южно-Украинск : ЮУАЭС, 2009.
- 4 International atomic energy agency, Ageing Management for Nuclear Power Plant, Safety Guide – Safety Standards Series No. NS-G-2.12, IAEA, Vienna, 2009. Руководство по безопасности.
- 5 IAEA "Power Uprate in Nuclear Power Plants: Guidelines and Experience (NP-T-3.9)", 2011. Конференція.

Bibliography (transliterated)

- 1 Chernousenko, O. Yu., Nikulenkova, T. V. and Nikulenkov, A. H. (2016), "State Assessment of Ukrainian and Other Countries Power Equipments", *Bulletin of NTU "KhPI". Series: Power and heat engineering processes and equipment*, no. 8(1180), pp. 22–27, ISSN 2078-774X, doi: 10.20998/2078-774X.2016.08.03
- 2 Chernousenko, O. Yu., Nikulenkova, T. V. and Nikulenkov, A. H. (2016), "Milestones of Implementation of

- Ageing Management for NPP Components", *Bulletin of NTU "KhPI". Series: Power and heat engineering processes and equipment*, no.9(1181), pp. 85–89, ISSN 2078-774X, doi: 10.20998/2078-774X.2016.09.12.
- 3 (2009), ER03-2009.721.OD.1. *South Ukraine NPP. Unit № 1. Periodic Safety Review Report. Factor № 5.*
- 4 *Deterministic Safety Analysis. Final Revision (with Annexes)*, YuUAES, Ukraine
- 5 (2009), *International atomic energy agency, Ageing Management for Nuclear Power Plant, Safety Guide – Safety Standards Series No. NS-G-2.12*, IAEA, Vienna.
- 5 (2011), *IAEA "Power Uprate in Nuclear Power Plants: Guidelines and Experience (NP-T-3.9)".*

Відомості про авторів (About authors)

Черноусенко Ольга Юріївна – доктор технічних наук, професор, завідувач кафедри Теплоенергетичних установок теплових і атомних електростанцій, Національний Технічний Університет України «Київський Політехнічний Інститут ім. Ігоря Сікорського»; м. Київ; тел.: (067) 504-82-92; e-mail: chernousenko20a@gmail.com. ORCID 0000-0002-1427-8068.

Chernousenko Olga Yuriivna – Doctor of Technical Sciences, Full Professor, Head of the Department of Cogeneration Installations of Thermal and Nuclear Power Plants, National Technical University of Ukraine "Igor Sikorsky Kyiv Polytechnic Institute"; Kyiv.

Нікуленкова Тетяна Володимирівна – кандидат технічних наук, старший викладач кафедри Теплоенергетичних установок теплових і атомних електростанцій, Національний Технічний Університет України «Київський Політехнічний Інститут ім. Ігоря Сікорського»; м. Київ; тел.: (067) 375-54-44; e-mail: tvnikulenkova@yandex.ua; ORCID 0000-0003-1880-1124.

Nikulenkova Tetiana Volodymyrivna – Candidate of Technical Sciences (Ph. D.), Lecturer at the Department of Cogeneration Installations of Thermal and Nuclear Power Plants, National Technical University of Ukraine National Technical University of Ukraine "Igor Sikorsky Kyiv Polytechnic Institute"; Kyiv.

Нікуленков Анатолій Геннадійович – аспірант кафедри Теплоенергетичних установок теплових і атомних електростанцій, Національний Технічний Університет України «Київський Політехнічний Інститут ім. Ігоря Сікорського»; м. Київ; тел.: (063) 82–94–86; e-mail: a-Nikulenkov@yandex.ua; ORCID 0000-0003-4345-8575.

Nikulenkov Anatolii Hennadiiovych – Postgraduate Student at the Department of Cogeneration Installations of Thermal and Nuclear Power Plants, National Technical University of Ukraine "Igor Sikorsky Kyiv Polytechnic Institute"; Kyiv.

Будь ласка посилайтесь на цю статтю наступним чином:

Черноусенко, О. Ю. Аналіз можливості підвищення теплової потужності енергоблоків атомних електростанцій (частина 2) / **О. Ю. Черноусенко, Т. В. Нікуленкова, А. Г. Нікуленков** // Вісник НТУ «ХПІ». Серія: Енергетичні та теплотехнічні процеси й устаткування. – Харків : НТУ «ХПІ», 2017. – № 11(1233). – С. 29–36. – Бібліогр.: 5 назв. – ISSN 2078-774X. – doi: 10.20998/2078-774X.2017.11.04.

Please cite this article as:

Chernousenko, O. Yu., Nikulenkova, T. V. and Nikulenkov, A. H. (2017), "Analysis of the Opportunity for an Increase in the Thermal Power of Power Generating Units of Nuclear Power Plants (Part 2)", *Bulletin of NTU "KhPI". Series: Power and heat engineering processes and equipment*, No. 11(1233), pp. 29–36, ISSN 2078-774X, doi: 10.20998/2078-774X.2017.11.04.

Пожалуйста ссылайтесь на эту статью следующим образом:

Черноусенко, О. Ю. Анализ возможности повышения тепловой мощности энергоблоков атомных электростанций (часть 2) / **О. Ю. Черноусенко, Т. В. Нікуленкова, А. Г. Нікуленков** // Вісник НТУ «ХПІ». Серія: Енергетичні та теплотехнічні процеси й устаткування. – Харків : НТУ «ХПІ», 2017. – № 11(1233). – С. 29–36. – Бібліогр.: 5 назв. – ISSN 2078-774X. – doi: 10.20998/2078-774X.2017.11.04.

АННОТАЦИЯ Проведенные исследования с использованием теплогидравлического одномерного интегрального расчетного кода относительно влияния повышения проектной номинальной тепловой мощности до 3045 МВт на соблюдение критериев безопасной эксплуатации для энергоблока № 2 Южно-Украинской АЭС. Приведенные исследования показывают возможность и целесообразность применения модификации, связанной с повышением тепловой мощности реакторной установки до 3045 МВт на энергоблоках № 1 и № 2 Южно-Украинской АЭС. После успешной опытной эксплуатации возможно применение данной модификации и на других атомных станциях, оценив при этом специфические отличия энергоблоков. Представлены результаты теплогидравлического анализа и сделаны выводы о целесообразности внедрения такого повышения.

Ключевые слова: водо-водяной энергетический реактор, безопасная эксплуатация, повышение тепловой мощности, энергоблок, цилиндр высокого давления, электроэнергия.

Надійшла (received) 15.02.2017