

Оцінка впливу гідродинамічної нестійкості перехідних режимів насосів систем безпеки під час аварій з міжконтурними течами на стан ядерних енергоустановок із ВВЕР

- **Кондратюк Вадим Анатолійович**, канд. техн. наук, доц.
Національний технічний університет України «Київський політехнічний інститут імені Ігоря Сікорського», м. Київ, Україна
ORCID: <https://orcid.org/0000-0001-5035-311X>
- **Письменний Євген Миколайович**, д-р техн. наук, проф.
Національний технічний університет України «Київський політехнічний інститут імені Ігоря Сікорського», м. Київ, Україна
ORCID: <https://orcid.org/0000-0001-6403-6596>
- **Скалозубов Володимир Іванович**, д-р техн. наук, проф.
Міжвідомчий центр фундаментальних наукових досліджень в галузі енергетики та екології НАН України, «Одеської політехніки» та Мінекології України, м. Одеса, Україна
ORCID: <https://orcid.org/0000-0003-2361-223X>
- **Комаров Юрій Олексійович**, д-р техн. наук
Міжвідомчий центр фундаментальних наукових досліджень в галузі енергетики та екології НАН України, «Одеської політехніки» та Мінекології України, м. Одеса, Україна
ORCID: <https://orcid.org/0000-0002-4696-6551>
- **Косенко Сергій Ілліч**, канд. техн. наук
Міжвідомчий центр фундаментальних наукових досліджень в галузі енергетики та екології НАН України, «Одеської політехніки» та Мінекології України, м. Одеса, Україна
ORCID: <https://orcid.org/0000-0002-7082-5644>

З досвіду експлуатації, результатів контролю технічного стану великої кількості теплообмінних труб у кожному парогенераторі та результатів досліджень з імовірнісного аналізу безпеки вихідна подія з міжконтурними течами є однією з домінуючих подій. Технічні складності ідентифікації міжконтурних теч, особливо розриву малої кількості теплообмінних трубок парогенератора, впливають на стратегії управління аваріями.

Під час реалізації протиаварійних дій унаслідок пуску насосів може виникати перехідний процес, який за певних умов може призвести до коливальної гідродинамічної нестійкості в каналах систем безпеки, порушення умов теплообміну в активній зоні реактора, гідро- і термодинамічних ударів та інших негативних ефектів. Під час моделювання аварій детерміністичними кодами такий перехідний процес моделюється або спрощено, або взагалі не розглядається. Проте у перехідних режимах пуску насосів може виникнути коливальна гідродинамічна нестійкість параметрів потоку внаслідок інерційного запізнювання реакції напірно-витратної характеристики насосів. Крім того, на витрату в системах безпеки загалом можуть впливати зміни в процесі аварії протитиску в реакторі і парогенераторах. На основі консервативної теплогідродинамічної моделі аварії з міжконтурними течами наведено оригінальний метод кваліфікації ядерних енергоустановок із водо-водяними енергетичними реакторами в умовах гідродинамічної нестійкості перехідних режимів пуску насосів активних систем безпеки. Встановлено критерії впливу

коливальної гідродинамічної нестійкості в режимах пуску насосів систем аварійного охолодження активної зони реактора високого та низького тиску, а також аварійного підживлення парогенератора для визначення умов та наслідків гідродинамічних і термічних ударів. Гідродинамічна нестійкість у режимах пуску насосів систем безпеки за певних умов істотно впливає на імпульси тиску гідроударів та на швидкість зміни температури металу обладнання під час термоударів, що може вплинути на надійність і цілісність систем. На основі розрахункових обґрунтувань за розробленим методом кваліфікації встановлено необхідність модернізації активних систем безпеки для запобігання коливальній гідродинамічній нестійкості в перехідних режимах пуску насосів.

Ключові слова: аварія, термогідродинамічний удар, система безпеки, ядерна енергоустановка..

© Кондратюк В. А., Письменний Є. М., Скалозубов В. І., Комаров Ю. О., Косенко С. І., 2022

Вступ

З досвіду експлуатації ядерної енергетичної установки (ЯЕУ) з водо-водяним енергетичним реактором (ВВЕР) і результатів контролю технічного стану великої кількості теплообмінних труб у кожному парогенераторі та результатів імовірнісного аналізу безпеки вихідні події з міжконтурними течами є одними з домінуючих з огляду на частоту пошкодження активної зони.

Технічні складності ідентифікації міжконтурних теч впливають на реалізацію стратегій управління аваріями.

У процесі розвитку аварій, зумовлених міжконтурними течами існує можливість викиду великої кількості радіоактивного теплоносія в зовнішнє середовище внаслідок роботи пароскидальних пристроїв 2-го контуру (швидкодюючої редуційної установки з викидом пари в атмосферу, запобіжного клапана парогенератора тощо). Відмова пароскидальних пристроїв (заклинювання у відкритому положенні) призведе до довготривалого неконтрольованого викиду в навколишнє середовище, а також до безповоротної втрати теплоносія, що, зі свого боку, призведе до важкого пошкодження активної зони.

Під час управління аваріями з міжконтурними течами загалом задіяні більшість систем безпеки (СБ) 1-го і 2-го контурів ЯЕУ. Однак, навіть успішна (проектна) робота СБ не дозволить запобігти викиду в навколишнє середовище без втручання персоналу. Додатково потрібно враховувати також можливість відмов СБ.

Аналіз літературних джерел і постановка проблеми

Під час розвитку аварій у ЯЕУ з ВВЕР (зокрема і з міжконтурними течами) внаслідок пуску насосів виникає перехідний процес, який за певних умов може призвести до коливальної гідродинамічної нестійкості в каналах СБ, порушення умов теплообміну в активній зоні реактора,

гідро- і термодинамічних ударів та інших негативних ефектів [1]-[4].

Під гідродинамічними ударами (ГУ), зазвичай, розуміють високо-амплітудне імпульсне збільшення тиску внаслідок гальмування потоку. У розглянутих умовах причиною гальмування потоку може бути коливальна гідродинамічна нестійкість у перехідних режимах пуску насосів СБ за нестационарних параметрів у реакторі та/або парогенератора. Термічні удари (ТУ) в зазначених умовах розуміють як високоамплітудні імпульсні зміни температури поверхні обладнання і трубопроводів у перехідних режимах пуску насосів СБ. Наслідками ГУ і ТУ загалом можуть бути порушення працездатності або повна відмова каналу СБ виконання необхідних функцій безпеки під час аварій.

Отже, актуальним питанням є визначення умов та наслідків ГУ і ТУ в режимах пуску насосів СБ під час аварій з міжконтурними течами.

Мета роботи

Метою роботи є розробка методу кваліфікації реакторної установки на умови та наслідки ГУ і ТУ під час аварій з міжконтурними течами.

Матеріали та методи досліджень

Необхідна умова виникнення ГУ – імпульсне гальмування потоку, коли кінетична енергія гальмування переходить в енергію імпульсу тиску ГУ. Імпульсне гальмування потоку в каналі СБ може бути наслідком коливальної теплогідродинамічної нестійкості, підвищеної швидкості закриття арматури, надзвукових режимів течії тощо. (наприклад, [1]-[4]). Для забезпечення функцій безпеки пріоритетною причиною імпульсного гальмування потоку в каналах СБ є коливальна гідродинамічна нестійкість у перехідному режимі пуску насоса внаслідок інерційного запізнювання реакції напірно-витратної характеристики (НВХ) на швидкі зміни параметрів потоку [1], [4].

Рівняння збереження маси і енергії під час гальмування потоку [1], [4]:

$$L \frac{d\rho}{dt} = \rho(v - v_p), \quad (1)$$

$$\frac{d\rho i}{dt} = \frac{d}{dt} [\rho(v^2 - v_p^2)], \quad (2)$$

де L – загальна довжина каналу СБ;
 ρ – щільність потоку в каналі СБ;
 t – час;
 i – питома ентальпія потоку;
 v, v_p – середньомасова швидкість потоку до та після гальмування.

Рівняння руху в каналі СБ у режимі запуску насоса [1], [4]:

$$L \frac{d(\rho v)}{dt} = \Delta P_{pu}(v) - P_e(t) + P_m - \xi \rho v^2, \quad (3)$$

$$v(t=0) = 0; \quad \Delta P_{pu}(t=0) = \max \Delta P_{pu}, \quad (4)$$

де P_e, P_m – тиск на виході та вході каналу СБ;
 ξ – сумарний коефіцієнт гідравлічного опору каналу СБ;
 ΔP_{pu} – натиск тиску, що розвиває насос:

$$\Delta P_{pu} = \begin{cases} \max \Delta P_{pu}, & t < t_0; \\ \max \Delta P_{pu} + I_{pu} v, & t \geq t_0; \end{cases} \quad (5)$$

t_0 – час інерційного запізнення реакції НВХ на зміни v .

Загалом рішення (3)–(5) для v має коливальний характер (коливальна гідродинамічна нестійкість) відносно рівноважного стану:

$$v_0 = \sqrt{\frac{\Delta P_{pu}(v_0) - P_{e0}(t) + P_m}{\xi \rho}}. \quad (6)$$

Загалом у процесі аварії з міжконтурними течами тиск на виході з каналу СБ може змінюватись з часом. Тому амплітуди коливань v також залежать від величини і знаку швидкості зміни $P_e(t)$.

Визначальний параметр ТУ – швидкість зміни температури металу критичного елемента.

Рівняння теплового балансу для критичного елемента ТУ:

$$C_m M_m \frac{dT_m}{dt} = \alpha(v) F_m (T_0 - T_m), \quad (7)$$

$$T_m(t_0) = T_{m0}, \quad (8)$$

де C_m, M_m, T_m, F_m – теплоємність, маса, температура металу і площа поверхні критичного елемента;
 T_0 – температура потоку в каналі СБ;
 $\alpha(v)$ – коефіцієнт тепловіддачі.

Критичними елементами ТУ для забезпечення безпеки та надійності ресурсу можуть бути зони з'єднання трубопроводів СБ з корпусом реактора і парогенератора.

Загалом система диференціальних рівнянь є нелінійною. Тому рішення системи нелінійних диференціальних рівнянь може бути отримано після перетворень інтегруванням чисельним методом у форматі незалежних параметрів:

$$\frac{dP}{dt} = f_{gh}(P, v, i, \Delta P_{pu}, P_e, L, \xi), \quad (9)$$

$$\frac{dv}{dt} = f_v(P, v, i, \Delta P_{pu}, P_e, L, \xi), \quad (10)$$

$$\frac{dT_m}{dt} = f_m(P, v, T_0, C_m, M_m, F_m) \quad (11)$$

за початкових умов (4), (8) та $P(t=0) = P_m$.
 Під час перетворення вихідної системи рівнянь (1)–(3):

$$\frac{d\rho}{dt} = \frac{d\rho}{dP} \frac{dP}{dt}; \quad \frac{di}{dt} = \frac{di}{dP} \frac{dP}{dt}; \quad a^2 = \frac{dP}{d\rho}, \quad (12)$$

де a – швидкість розповсюдження акустичних обурень у потоці (швидкість звуку).

Умова виникнення ГУ:

$$f_{gh} > 0. \quad (13)$$

Максимальний імпульс тиску ГУ за час розповсюдження акустичних обурень у каналі СБ ($t_a = L/a$):

$$\delta P_{gh} = \int_0^{t_a} f_{gh}(\tau) d\tau. \quad (14)$$

Критерій впливу гідродинамічної нестійкості на умови ТУ:

$$K_{TH} = \frac{f_m(v)}{f_m(v_0)}. \quad (15)$$

Рівняння тепло-гідродинаміки спрощеної консервативної моделі аварії з міжконтурними течами у форматі осереднених за об'ємами незалежних параметрів [2], [5]:

$$\frac{dP_R}{dt} = f_{RP}(N, P_R, P_g, i_T, H_R, H_g, v, i, D_L), \quad (16)$$

$$\frac{dP_g}{dt} = f_{gP}(N, P_R, P_g, i_T, H_R, H_g, v, i, D_L), \quad (17)$$

$$\frac{di_T}{dt} = f_{TR}(N, P_R, P_g, i_T, H_R, H_g, v, i, D_L), \quad (18)$$

$$\frac{dH_R}{dt} = f_{HR}(N, P_R, P_g, i_T, H_R, H_g, v, i, D_L), \quad (19)$$

$$\frac{dH_g}{dt} = f_{Hg}(N, P_R, P_g, i_T, H_R, H_g, v, i, D_L)$$

за початкових умов:

$$P_R(t = 0) = P_{R0}; P_g(t = 0) = P_{g0}; i_T(t = 0) = i_{T0}; \quad (20)$$

$$H_R(t = 0) = H_{R0}; H_g(t = 0) = H_{g0},$$

де P_R, P_g – тиск у реакторі і парогенераторі;

N – потужність тепловиділень в активній зоні;

i_T – питома ентальпія теплоносія;

H_R, H_g – рівень теплоносія та живильної води в реакторі і парогенераторі;

D_L – еквівалентний розмір міжконтурної течії.

Загалом під час аварій з міжконтурними течами можуть бути задіяні системи аварійного охолодження активної зони насосами високого і низького тиску (САОЗ ВТ і НТ) та системи аварійного підживлення парогенератора (АЖЕН/ДЖЕН). САОЗ НТ також задіяна в режимах планової зупинки енергоблока.

Отже, інтегруванням рівнянь (9)–(20) визначаються умови та наслідки ГУ і ТУ під час пуску насосів СБ у процесі аварії з міжконтурними течами ЯЕУ з ВВЕР.

В окремому випадку, якщо $v_p \ll v$ (критичний для надійності СБ ГУ) з рівнянь (1)–(3) впливає максимальна амплітуда тиску критичного ГУ:

$$\delta P_{gh} = \rho a v_m, \quad (21)$$

де

$$v_m \approx \sqrt{\frac{\max \Delta P_{pu} - P_e + P_{in}}{\xi \rho} + \frac{v_0^2}{4} - \frac{v_0}{2}}. \quad (22)$$

Критерії впливу гідродинамічної нестійкості на умови ТУ і ГУ під час пуску насосів СБ:

$$K_{тн} = \frac{f_m(v_m)}{f_m(v_0)}; K_{gh} = \frac{\delta P_{gh}(v_m)}{P_{in}}. \quad (23)$$

Аналіз результатів розрахункового моделювання

У таблиці 1 наведені окремі результати розрахунків критеріїв впливу гідродинамічної нестійкості перехідних режимів унаслідок пуску насосів на умови ГУ і ТУ (23) залежно від розмірів міжконтурних теч $D_L/\max D_L$ ($\max D_L$ – еквівалентний відрив кришки колектора парогенератора) для трьох СБ: САОЗ НТ (ТQ12), САОЗ ВТ (ТQ13), АЖЕН.

На основі отриманих результатів можна зробити такі висновки.

1. За розмірів міжконтурних теч із $D_L/\max D_L \geq 0,5$ відбувається інтенсивне збільшення K_{gh} для ТQ12 і ТQ13 унаслідок істотного збільшення швидкості зниження тиску в реакторі в аварійному процесі. Максимальні значення імпульсу тиску потенційно можуть перевищувати гранично допустимі значення для надійності функціонування та цілісності обладнання і трубопроводів. Для АЖЕН у діапазоні $D_L/\max D_L \geq 0,5$ навпаки – K_{gh} зменшується внаслідок збільшення протитиску в парогенераторі.

Таблиця 1 – Критерії впливу гідродинамічної нестійкості перехідних режимів насосів СБ на умови критичних ГУ і ТУ

СБ	Відносний розмір течії	$K_{тн}$	K_{gh}
САОЗ НТ (ТQ 12)	0,5	3,0	33,2
	1,0	5,8	42,6
САОЗ ВТ (ТQ 13)	0,5	2,4	24,5
	1,0	5,2	36,7
АЖЕН	0,5	1,6	12,3
	1,0	0,9	6,2

2. Інтенсивність ТУ істотно залежить від максимальної швидкості потоку в каналах під час пуску насосів СБ: для TQ13 інтенсивність ТУ в 2,4–5,2 раза більша, ніж для умов із номінальною «робочою» витратою та постійним протитиском; для TQ12 – у 3,0–5,8 раза.

Висновки

1. Під час розвитку аварій у перехідних режимах пуску насосів може виникнути коливальна гідродинамічна нестійкість параметрів потоку внаслідок інерційного запізнювання реакції напірно-витратної характеристики насосів. Крім того, на витрату в СБ загалом можуть впливати зміни в процесі аварій протитиску в реакторі і парогенераторах.

2. На основі теплогідродинамічного розрахунку аварії з міжконтурними течами наведено оригінальний метод кваліфікації ЯЕУ із ВВЕР в умовах гідродинамічної нестійкості перехідних режимів пуску насосів активних СБ. Установлено критерії впливу коливальної гідродинамічної нестійкості в режимах пуску насосів САОЗ ВТ і НТ, а також підживлення парогенератора для визначення умов та наслідків гідродинамічних і термічних ударів. Гідродинамічна нестійкість у режимах пуску насосів СБ в певних умовах істотно впливає на імпульси тиску гідроударів та на швидкість зміни температури металу обладнання під час термоударів, що може вплинути на надійність і цілісність систем.

3. На основі розрахункових обґрунтувань за розробленим методом кваліфікації встановлено необхідність модернізації активних СБ для запобігання коливальній гідродинамічній нестійкості в перехідних режимах пуску насосів.

Список використаної літератури

1. Skalozubov V. I., Huiyu Zhou, Chulkin O. A., Pirkovskiy D. S. Modelling method of conditions for reliability-critical hydraulic impacts on pumps of thermal and nuclear power plants. *Problems of Atomic Science and Technology*. 2017. No. 4(110). P. 74–78.
2. Antonyuk N., Gerliga V., Skalozubov V. Excitation of thermoacoustic oscillations in a heated channel. *Journal of Engineering Physics and Thermophysics*. 1990. V. 59, Iss. 4. P. 1323–1328.
3. Skalozubov V., Bilous N., Pirkovskiy D., Kozlov I., Komarov Yu., Chulkin O. Water hammers in transonic modes of steam-liquid flows in NPP equipment. *Nuclear and Radiation Safety*. 2019. No. 2(82). P. 46–49. doi: 10.32918/nrs.2019.2(82).08.
4. Skalozubov V., Kozlov I., Chulkin O., Komarov Yu., Piontkovskiy O. Analysis of reliability-critical hydraulic impact conditions at WWER-1000 NPP active safety systems. *Nuclear and Radiation Safety*. 2019. No. 1(81). P. 42–45. doi: 10.32918/nrs.2019.1(81).07.

5. Скалозубов В. И., Оборский Г. А., Козлов И. Л., Ващенко В. Н., Габлая Т. В. Комплекс методов переоценки безопасности атомной энергетики Украины с учетом уроков экологических катастроф в Чернобыле и Фукусиме. Одесса: Астропринт, 2013. 242 с.

References

1. Skalozubov, V., Huiyu, Zhou, Chulkin, O., Pirkovskiy D. (2017). Modelling method of conditions for reliability-critical hydraulic impacts on pumps of thermal and nuclear power plants. *Problems of Atomic Science and Technology*, 4(110), 74–78.
2. Antonyuk, N., Gerliga, V., Skalozubov, V. (1990). Excitation of thermoacoustic oscillations in a heated channel. *Journal of Engineering Physics and Thermophysics*, 59(4), 1323–1328.
3. Skalozubov, V., Bilous, N., Pirkovskiy, D., Kozlov, I., Komarov, Yu., Chulkin, O. (2019). Water hammers in transonic modes of steam-liquid flows in NPP equipment. *Nuclear and Radiation Safety*, 2(82), 46–49. doi: 10.32918/nrs.2019.2(82).08.
4. Skalozubov, V., Kozlov, I., Chulkin, O., Komarov, Yu., Piontkovskiy, O. (2019). Analysis of reliability-critical hydraulic impact conditions at WWER-1000 NPP active safety systems. *Nuclear and Radiation Safety*, 1(81), 42–45. doi: 10.32918/nrs.2019.1(81).07.
5. Skalozubov, V., Oborskiy, G., Kozlov, I., Vashchenko, V., Gablaya, T. (2013). The set of methods for safety reassessment of the nuclear power industry of Ukraine, taking into account the lessons of the environmental disasters in Chornobyl and Fukushima. Odessa, Astroprint, 242 p.

Assessing the Influence of Hydrodynamic Instability of Safety System Pump Transients during Inter-Loop Leak Accidents on the Condition of VVER Nuclear Power Plants

V. Kondratyuk¹, Yu. Pysmennyi¹,
V. Skalozubov², Yu. Komarov², S. Kosenko²

¹National Technical University of Ukraine “Igor Sikorsky Kyiv Polytechnic Institute”, Kyiv, Ukraine

²Interagency Center for Fundamental Scientific Research in Energy and Ecology Sector of the National Academy of Sciences of Ukraine, Odessa Polytechnic and Ministry of Ecology and Natural Resources of Ukraine, Odessa, Ukraine

Based on operating experience, the results of monitoring the technical condition of a large number of heat exchange pipes in each steam generator, and the results of probabilistic safety analysis studies, an initiating event with inter-loop leaks is one of the dominant events. The technical difficulties of

identifying inter-loop leaks, especially the rupture of a small number of SG heat exchange tubes, affect accident management strategies. During the implementation of emergency measures, as a result of pump startup, a transient may occur, which under certain conditions can lead to fluctuating hydrodynamic instability in the safety system trains, violation of heat exchange conditions in the reactor core, hydro- and thermodynamic shocks and other negative effects. When modeling accidents with deterministic codes, such a transient is modeled either simplified or is not considered at all. However, in pump startup transient modes, fluctuating hydrodynamic instability of the flow parameters may occur due to the inertial delay of the response of pump pressure-flow characteristics. In addition, the consumption in the safety systems in general can be affected by changes during a backpressure accident in the reactor and steam generators. On the basis of the conservative thermohydrodynamic model of an inter-loop leak accident, an original method for qualification of VVER nuclear power plants under hydrodynamic instability of pump startup transient modes of active safety systems is presented. The criteria for the impact of fluctuating hydrodynamic instability in pump startup modes of the emergency core cooling systems of the high and low pressure reactor, as well as the emergency

steam generator makeup have been established to determine the conditions and consequences of hydrodynamic and thermal shocks. Hydrodynamic instability in the startup modes of safety system pumps under certain conditions significantly affects the pressure pulses of hydraulic shocks and the rate of temperature change for equipment metal during thermal shocks, which can affect the reliability and integrity of the systems. On the basis of calculation justifications according to the developed qualification method, the need to modernize active safety systems was determined to prevent fluctuating hydrodynamic instability in pump startup transient modes.

Keywords: thermohydrodynamic shock, safety system, nuclear power plant.

Отримано 01.08.2022