

Модернізація стратегій і систем управління аваріями на ядерних енергоустановках з їх повним тривалим знеструмленням

- **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>
- **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>
- **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>
- **Клевцов Сергій Валерійович**, канд. техн. наук, доц.
Національний технічний університет України «Київський політехнічний інститут імені Ігоря Сікорського», м. Київ, Україна
ORCID: <http://orcid.org/0000-0003-1405-5048>

У сучасних екстремальних умовах експлуатації українських АЕС (особливо Запорізької АЕС) унаслідок зовнішніх воєнних впливів сталися десятки аварійних зупинок енергоблоків через повне або часткове зовнішнє знеструмлення. Повне тривале знеструмлення атомних енергоблоків стало однією з основних причин ядерної (важкої) та радіаційної аварії із катастрофічними екологічними наслідками на АЕС «Фукусіма-1» у 2011 році. Проведений раніше детерміністичний аналіз аналогічної аварії з повним тривалим знеструмленням енергоблоків з реакторами ВВЕР-1000 встановив неминучість виникнення ядерної аварії за умов перевищення гранично допустимої температури оболонки тепловидільних елементів ядерного палива. Перспективним підходом підвищення ефективності управління аваріями з повним знеструмленням ядерних енергоустановок є застосування аварійного живильного насоса з паровим приводом від парогенератора. Необхідною умовою впровадження такого підходу є кваліфікація аварійного живильного насоса з паровим приводом на надійність та працездатність у разі аварій з повним знеструмленням. У статті обґрунтовано критерії та умови кваліфікації аварійного живильного насоса з паровим приводом у перехідних і робочих режимах для забезпечення успішного виконання функцій безпеки щодо відведення залишкових тепловиділень від реактора та підтримки необхідного рівня живильної води в парогенераторі. На основі розробленої консервативної тепло-гідродинамічної моделі «реактор – парогенератор – аварійний живильний насос з паровим приводом» визначено конструкційно-технічні вимоги до системи аварійного живильного насоса з паровим приводом, які відповідають установленим критеріям та умовам кваліфікації. Встановлено, що ефективна працездатність

аварійного живильного насоса з паровим приводом від парогенератора обґрунтована для перших 10 діб після повного знеструмлення. Отримані результати можуть бути застосовані під час модернізації стратегій та систем управління аваріями з повним тривалим знеструмленням атомних енергоблоків.

Ключові слова: аварійний живильний насос, аварія з повним знеструмленням, кваліфікація.

© Скалозубов В. І., Кондратюк В. А., Письменний Є. М., Комаров Ю. О., Клевцов С. В., 2023

Вступ

Основною причиною аварії з повним тривалим знеструмленням (ПТЗ) на АЕС «Фукусіма-1» у 2011 році було затоплення цунамі проммайданчика АЕС та дизель-генераторів, які забезпечують працездатність активних систем безпеки з електронасосами. Наслідками аварії з ПТЗ стали пошкодження ядерного палива та руйнівні вибухи водню з катастрофічними радіаційними викидами в довкілля.

Аварія на АЕС «Фукусіма-1» поставила перед усією світовою ядерною спільнотою завдання вдосконалення стратегій управління аваріями з ПТЗ з урахуванням уроків цієї аварії. Наприклад, проведені в постфукусімський період інспекції на всіх атомних енергоблоках США виявили недостатню технічну та оперативну підготовленість АЕС для ефективного управління аваріями з ПТЗ на ядерних енергоустановках (ЯЕУ). Результати розрахункового моделювання аварій з ПТЗ на ЯЕУ з реакторами типу ВВЕР (водо-водяний енергетичний реактор) показали, що проєктні пасивні системи безпеки, які не потребують тривалого електропостачання, не забезпечують запобігання важким аваріям з пошкодженням ядерного палива та руйнівним парогазовим вибухам [1].

У сучасних екстремальних умовах експлуатації українських АЕС (особливо Запорізької АЕС) унаслідок зовнішніх воєнних впливів сталися десятки аварійних зупинок енергоблоків через повне або часткове зовнішнє знеструмлення. ПТЗ атомних енергоблоків стало однією з основних причин ядерної (важкої) та радіаційної аварії з катастрофічними екологічними наслідками на АЕС «Фукусіма-1» у 2011 році.

Проведені раніше детерміністичні аналізи аварії з ПТЗ енергоблоків з реакторами ВВЕР-1000 встановили неминучість виникнення ядерної аварії за умов перевищення гранично допустимої температури оболонки тепловидільних елементів ядерного палива. Отже, є актуальною модернізація стратегій та систем управління аваріями з ПТЗ енергоблоків із ВВЕР.

У статті розглянуто питання кваліфікації перспективного аварійного живильного насоса з паровим приводом для управління аваріями з ПТЗ на ЯЕУ з ВВЕР, що визначає актуальність та наукову новизну результатів.

Аналіз літературних даних

Традиційно аналіз безпеки ЯЕУ ґрунтується на детерміністичному та імовірнісному моделюванні різних аварій (течі / розриви трубопроводів, відмови систем, важливих для безпеки ЯЕУ, знеструмлення енергоблоків тощо). Детерміністичний аналіз безпеки ЯЕУ з ВВЕР ґрунтується на результатах аварій моделювання теплогідравлічними кодами (наприклад, [2]-[6] та інші).

Питання розрахункового моделювання аварій із знеструмленням детерміністичним розрахунковим кодом RELAP5/v.3.2 було розглянуто у звітах з аналізу безпеки експлуатуючих організацій ЯЕУ з ВВЕР. У роботі [7] було проаналізовано проєктні сценарії аварій із знеструмленням за умов повного відновлення електропостачання власних потреб протягом часу від початку аварійного процесу. Тому результати цих робіт не застосовні для умов аварій із ПТЗ. У роботі [8] було встановлено, що для успішного забезпечення функцій безпеки щодо відведення залишкових тепловиділень у реакторі (ФБ ВТ) та підтримки необхідного рівня живильної води в парогенераторах (ФБ ПГ) достатньо працездатності системи безпеки з аварійним живильним електронасосом (АЖЕН) у разі повної відмови інших активних систем безпеки.

Питання розрахункового моделювання аварій з ПТЗ на ЯЕУ з ВВЕР-1000 було розглянуто в роботі [9]. Основний висновок розрахункового моделювання полягає в тому, що проєктні пасивні системи безпеки (запобіжний клапан компенсатора тиску та паро-скидні пристрої другого контуру) не забезпечують успішне виконання ФБ ВТ та ФБ ПГ під час аварій із ПТЗ.

Аналіз результатів моделювання аварій у ЯЕУ з ВВЕР детерміністичними кодами показує, що має місце виникнення «ефектів користувача». Ці ефекти полягають у тому, що навіть у разі моделювання однакових аварій однаковими кодами, але різними користувачами, результати розрахунків у деяких випадках можуть істотно відрізнятися.

Також, моделі цих кодів не враховують можливість виникнення різних видів термодинамічної нестійкості в системах безпеки, що управляють аварійними процесами (наприклад, [10]-[14] та інші).

Тому, кваліфікація альтернативних пасивних систем безпеки, що забезпечують успішне виконання ФБ ВТ та ФБ ПГ, повинна бути заснована на альтернативних методах термодинамічного моделювання, що унеможливають ефекти «відмінності користувачів кодами» та враховують умови термодинамічної нестійкості в системах безпеки. Для управління з ПТЗ пропонується ідея професора А. В. Корольова щодо використання аварійного живильного насоса з паровим приводом від парогенератора (АЖНПП ПГ) [15].

Мета статті

Метою статті є проведення кваліфікації АЖНПП ПГ на умови аварій із ПТЗ в ЯЕУ із ВВЕР. У процесі виконання кваліфікації АЖНПП ПГ вирішуються такі завдання:

- 1) розробка методу кваліфікації АЖНПП ПГ на внутрішні умови аварій із ПТЗ;
- 2) проведення аналізу отриманих результатів та вироблення практичних рекомендацій.

Методи кваліфікації АЖНПП ПГ на внутрішні умови аварій з ПТЗ

Система АЖНПП ПГ підключається як дублююча до системи аварійної живильної води (АЖВ) із загальними баками запасу живильної води. Пара на паровий привод АЖНПП надходить з парогенератора (ПГ), а «відпрацьований» конденсат скидається у деаератор або баки запасу АЖВ.

Загальна кваліфікація АЖНПП ПГ розділяється на такі підетапи:

1. Кваліфікація за умов пуску АЖНПП ПГ до виходу в робочий режим. Критерії кваліфікації:

- час виходу на робочий тиск (t_o);
 - максимальна амплітуда імпульсу тиску гідродинамічного удару (ГУ) під час запуску насоса (ΔP_m).
- Умови кваліфікації:

$$t_o < t_{cr} \quad (1)$$

$$\Delta P_m < (\Delta P_m)_{cr} \quad (2)$$

де $t_A = 1422,2$ с – час зниження рівня живильної води в ПГ нижче 1,35 м (проектна уставка відкриття арматури АЖЕН);

$(P_m)_{cr}$ – критична для працездатності насоса амплітуда коливання тиску ГУ.

Основною причиною ГУ в системах з насосним обладнанням є інерційне запізнення реакції напірно-витратної характеристики (НВХ) насосів за зміни теплогідродинамічних параметрів у системі. ГУ супроводжується високоамплітудним імпульсом тиску внаслідок переходу кінетичної енергії гальмування потоку у внутрішню енергію імпульсу

тиску ГУ. НВХ насосів з паровим приводом, на відміну від електронасосів, залежить як від витрати (G), так і від тиску пари (P_p) на вході в паровий привод:

$$\Delta P_p = f(P_p, G), \quad (3)$$

де P_p – тиск, що розвивається насосом з паровим приводом.

У перехідних режимах унаслідок інерційного запізнення реакції НВХ (3) на зміну гідродинамічних параметрів система АЖНПП може перейти в нестійкий стан, що призводить до імпульсного гальмування потоку та переходу кінетичної енергії потоку у внутрішню енергію імпульсу тиску ГУ.

2. Кваліфікація на забезпечення успішного виконання ФБ ВТ та ФБ ПГ у робочих режимах АЖНПП. Критеріями кваліфікації на забезпечення успішного виконання ФБ ВТ та ФБ ПГ є температура оболонок тепловидільних елементів – твел – (T_o), мінімально допустимий рівень живильної води в ПГ (H_{min}) і витрата в робочому режимі (G_o), що створюється АЖНПП.

Умови кваліфікації на здійсненість ФБ ВТ і ФБ ПГ:

$$T_o < 1200^\circ\text{C}, \quad (4)$$

$$H > H_{min} = 1,35\text{ м}; G_o \geq G_A, \quad (5)$$

де $G_A = 40$ кг/с – номінальна витрата АЖЕН.

3. Кваліфікація на умови нижньої витрати пари для забезпечення працездатності АЖНПП ПГ. Оскільки під час ПТЗ реакторна установка перебуває в гарячому стані, тобто тиск пари в ПГ визначається роботою пароскидних пристроїв (спочатку ШРУ-А, а після розрядження акумуляторних батареї – запобіжного клапана ПГ), то згідно з формулою (3) потрібно визначити витрату пари на паровий привод АЖНПП ПГ. Генерація пари залежить від рівня залишкових енерговиділень активної зони, які можна оцінити за формулою Вея-Вігнера:

$$\frac{N_{ocm}}{N_o} = 0,066 \left[\tau^{-0,2} - (\tau + T)^{-0,2} \right]. \quad (6)$$

Розраховані дані для різних моментів часу після зупину реактора ВВЕР-1000 з тепловою потужністю наведено в таблиці 1.

Генерацію пари за умови, що вся енергія залишкових енерговиділень витрачається саме на це, можна знайти за такою рівністю:

$$D = \frac{N_{ocm}}{(i' - i_{жв}) + r'}, \quad (7)$$

де i' – ентальпія живильної води за температурі насичення;

$i_{жв}$ – ентальпія живильної води, що надходить у ПГ;

r' – теплота пароутворення.

Таблиця 1 – Величина залишкових енерговиділень реактора ВВЕР-1000

Параметр	Час після зупину реактора, год						
	2	24	120	240	720	2472	26280
$N_{ост}, Вт$	$2,72 \times 10^7$	$1,41 \times 10^7$	$8,47 \times 10^6$	$6,57 \times 10^6$	$4,11 \times 10^6$	$2,06 \times 10^6$	$2,54 \times 10^5$

Таблиця 2 – Витрата пари від залишкових енерговиділень реактора ВВЕР-1000

Витрата пари, D	Час після зупину реактора, год						
	1	2	5	24	72	120	240
т/год	67,46	53,97	40,18	24,25	17,02	14,44	11,55
кг/с	18,74	14,99	11,16	6,72	4,73	4,01	3,21

Якщо задати сталі вхідні параметри робочого тіла, що подається в ПГ, то за допомогою залежності (7) можна отримати зміну витрати пари протягом певного часу. Розподіл та зменшення паропроодуктивності за період перших 10 діб після знеструмлення показано в таблиці 2.

Отже, витрати пари, згенерованої завдяки залишковим енерговиділенням, достатньо для забезпечення роботи АЖНПП ПГ понад 10 діб. Параметр T у розрахунках відповідає початку кампанії, тобто обрано консервативне значення. Відповідно, час після зупину РУ 10 діб – це також консервативне припущення, як і крайній час подачі живильної води у ПГ – 1000 сек. За цих умов для забезпечення необхідного рівня у ПГ та відводу залишкових енерговиділень на 10 добу знеструмлення потрібна витрата $12,5 \text{ м}^3/\text{год}$. Ці вимоги задовольняє, наприклад, турбіна з протитиском ТП320 [16] у парі з насосом ПЭ 65-70 [17].

Виконання умов кваліфікації АЖНПП ПГ можна визначити на основі консервативної теплогідродинамічної моделі системи «реактор – ПГ – АЖНПП», описаної далі.

Рівняння масового та теплового балансу для об'єму ПГ за 2-м контуром:

$$\frac{d\rho_v V_v}{dt} = G_{lv} - G_v; \quad (8)$$

$$\rho_l \frac{dV_l}{dt} = G - G_{lv}; \quad (9)$$

$$\rho_l \frac{dV_{l1}}{dt} = F_2 R_{vg}^{-1} (T_0 - T_1) + G \cdot i_{lA} - G_{lv} \cdot (i_v - i_{ls}); \quad (10)$$

$$\frac{d\rho_v V_v \cdot i_v}{dt} = G_{lv} \cdot (i_v - i_{ls}) - G_v \cdot i_v, \quad (11)$$

де G – масова витрата живильної води в парогенератор;

G_v – витрата пари з парогенератора;

i_{ls} – питома ентальпія котлової води ПГ на лінії насичення.

Рівняння теплового балансу для реактора та об'єму ПГ за 2-м контуром:

$$N(t) = F_1 \cdot R_T^{-1} (T_T - T_0) + F_2 \cdot R_{vg}^{-1} \cdot (T_0 - T_1). \quad (12)$$

Рівняння руху живильної води у системі АЖНПП ПГ із загальною довжиною трубопроводу L :

$$\frac{dG}{dt} = \frac{\pi}{L} \cdot [\Delta P_p(t) - (P_v - P_A) - \xi \frac{G^2}{\rho_l \pi^2}]. \quad (13)$$

Рівняння руху пари в паропроводі від ПГ:

$$G_v = \mu_v \pi \sqrt{2\rho_v (P_v - P_D)}, \quad (14)$$

де t – час аварійного процесу;

ρ_v, ρ_l – густина пари і живильної води відповідно;

V_v, V_l – «вільні» обсяги пари та живильної

води відповідно в ПГ за 2-м контуром;

G_{lv} – витрати пароутворення в об'ємі ПГ;

μ – коефіцієнт витрати в паровому приводі;

π, π_v – площа прохідного перерізу живильного трубопроводу та парового приводу АЖНПП ПГ;

i_p, i_v, i_{lA} – питомі ентальпії води в об'ємі ПГ, пари та води в баках АЖВ відповідно;

$N(t)$ – потужність залишкових тепловиділень;

T_T, T_0 – температура ядерного палива в центрі паливної матриці твел та температура оболонки твел відповідно;

P_A, P_D – тиск у баках АЖВ і деаераторі відповідно;

ξ – сумарний коефіцієнт гідравлічного опору в системі АЖНПП ПГ;

F_1, F_2 – відповідно сумарні площі теплообмінної поверхні активної зони та ПГ.

Тиск, що розвивається АЖНПП ПГ:

$$\Delta P_p = \Delta P_{p0}(t=0) + \int_0^t (I_p \cdot \frac{dP_v}{d\tau} \cdot d\tau + I_G \frac{dG}{d\tau}) d\tau, \quad (15)$$

де параметри НВХ АЖНПП ПГ (3):

$$I_p = \frac{\partial f}{\partial P_v}; I_G = \frac{\partial f}{\partial G}. \quad (16)$$

Термічні опори всіх твел в активній зоні реактора (R_T) та передачі тепла від реактора в ПГ (R_{vg}) відповідно:

$$R_T = \delta_T / \lambda_T + \delta_g / \lambda_g + \delta_0 / \lambda_0; \quad (17)$$

$$R_{vg} = 1 / \alpha_1 + 1 / \alpha_2 + \delta_{vg} / \lambda_{vg}, \quad (18)$$

де $\delta_T, \delta_g, \delta_0$ – товщина паливної матриці, газового зазору та оболонки твел відповідно;

$\lambda_T, \lambda_g, \lambda_0$ – коефіцієнти теплопровідності ядерного палива, газового зазору та оболонки твел відповідно;

α_1, α_2 – коефіцієнти тепловіддачі на поверхні твел та теплообмінних трубок ПГ згідно з [10];

$\delta_{vg}, \lambda_{vg}$ – товщина та коефіцієнт теплопровідності теплообмінних трубок ПГ відповідно;

F_1, F_2 – сумарні площі поверхні твел та теплообмінних трубок ПГ відповідно.

Отвір у центрі паливної пігулки не враховувався, оскільки впливає на максимальне значення температури, але не впливає на рішення задачі теплопередачі. Також, розрахунок виконується для умов після спрацювання аварійного захисту.

Після перетворень рівнянь (8)...(14) отримуємо:

$$\frac{dP_v}{dt} = f_4 - f_5; \quad (19)$$

$$\frac{dH}{dt} = \frac{G - G_{lv}}{\rho_l F_3}; \quad (20)$$

$$\frac{di_l}{dt} = \frac{f_6(G_{lv}) - i_l(G - G_{lv})}{\rho_l F_3 H}; \quad (21)$$

$$T_0(t) = \frac{[N(t) - F_1 \cdot R_T^{-1} \cdot T_T + F_2 \cdot R_{vg}^{-1} \cdot T_l]}{F_2 \cdot R_{vg}^{-1} - F_1 \cdot R_T^{-1}}. \quad (22)$$

Початкові умови системи рівнянь (17), (20)...(22):

$$P_v(t=0) = P_{v0}; \quad H(t=0) = H_0;$$

$$i, T_l(t=0) = i_{l0}, T_{l0}; \quad \Delta P_p(t=0) = \Delta P_{p0};$$

$$T_0(t=0) = T_{00}; \quad G(t=0) = 0, \quad (23)$$

де $G_{lv} = \frac{f_5 - f_2 / f_3}{f_1 / f_3 - f_4};$

$$f_1 = i_v - i_{ls} - i_v \rho_v / \rho_l;$$

$$f_2 = i_v \cdot \rho_v / \rho_l \cdot G;$$

$$f_3 = (V_{vg} - \rho_l F_3 H)(i_v \cdot d\rho_v / dP_v + \rho_v di_v / dP_v);$$

$$f_4 = (1 - \rho_v / \rho_l) / (V_{vg} - \rho_l F_3 H) \cdot \frac{dP_v}{d\rho_v};$$

$$f_5 = (\rho_v / \rho_l \cdot G - G_v) / (V_{vg} - \rho_l F_3 H) \cdot \frac{dP_v}{d\rho_v};$$

$$f_6 = F_2 \cdot R_{vg}^{-1} \cdot (T_0 - T_l) + G \cdot i_{lA} - G_{lv}(i_v - i_{ls}),$$

де F_3 – площа міжфазної поверхні в об'ємі живильної води ПГ;

$$V_{vg} = V_v + V_l.$$

Максимальна амплітуда тиску ГУ в разі гальмування потоку впливає з рівняння (14):

$$\Delta P_m = - \frac{(di_{lA} / dP_A)^{-1}}{\rho_l \Pi^2} \cdot \int_0^{t^g} G \cdot \frac{dG}{d\tau} \cdot d\tau, \quad (24)$$

де t^g – час поширення звукових збурень у системі АЖНПП ПГ із загальною довжиною трубопроводу L.

Здебільшого система рівнянь (15), (19)...(24) може бути розв'язана чисельними методами.

Аналіз результатів кваліфікації АЖН з паровим приводом

У результаті чисельного інтегрування рівнянь (15), (19) ... (24) методом Рунге-Кутта визначено, що необхідні умови кваліфікації АЖНПП ПГ виконуються за конструкційно-технічних характеристик системи АЖНПП ПГ, що задовольняють умови:

$$\frac{L \cdot G_A}{t_A \cdot \Pi \cdot [\Delta P_{p0} - (P_{v0} - P_A) - \xi \cdot G_A^2 / (\rho_l \cdot \Pi^2)]} < 1; \quad (25)$$

$$I_p + I_G \cdot \frac{G_A}{P_{v0}} \geq 0; \quad (26)$$

$$\mu_v > 0,2. \quad (27)$$

Отримані умови кваліфікації (25) ... (27) узгоджуються з відповідними експериментальними даними А. В. Корольова, отриманими на модельному стенді АЖНПП ПГ [15].

Умови (25), (26), (27) необхідно враховувати під час проектування системи АЖНПП ПГ для ЯЕУ з реакторами типу ВВЕР.

Обговорення результатів кваліфікації АЖН з паровим приводом

Аналіз відомих результатів моделювання аварій на ЯЕУ з реакторами ВВЕР показав, що у разі вихідних аварійних подій з повним знеструмленням однозначно відбувається порушення умов ядерної безпеки. Перспективним підходом управління подібною аварією для запобігання порушенням умов ядерної безпеки може бути застосування АЖНПП ПГ [16], [17], що не потребує тривалого електропостачання.

У статті наведено методологію та проведено кваліфікацію працездатності та надійності АЖНПП ПГ для забезпечення виконання необхідних функцій безпеки в разі аварій з ПТЗ. Встановлено, що умови кваліфікації забезпечені впродовж 10 діб та часу пуску АЖНПП не більше 1000 с з початку аварійного процесу.

Висновки

1. Перспективним підходом підвищення ефективності управління аваріями з повним знеструмленням ЯЕУ є застосування АЖН з паровим приводом від ПГ.

2. Обґрунтовано критерії та внутрішні умови кваліфікації АЖН з паровим приводом у перехідних та робочих режимах для забезпечення успішного виконання функцій безпеки щодо відведення залишкових тепловиділень від реактора та підтримки необхідного рівня живильної води в ПГ; а також для запобігання критичним для надійності гідродинамічним ударами на обладнання систем, важливих для безпеки ядерних установок з ВВЕР.

3. На основі розробленої авторами консервативної теплогідродинамічної моделі «реактор – ПГ – АЖНПП» визначено конструкційно-технічні вимоги до системи АЖНПП ПГ [16], [17], які відповідають установленим критеріям та умовам кваліфікації.

Список використаної літератури

1. Scientific and technical basis of measures to improve the safety of NPPs with VVER. Institute of NPP Safety Problems of the National Academy of Sciences of Ukraine. Under the editorship of Academician O. Klyuchnikova, Chernobyl. 2012, 296 p.

2. Дем'янов В. М., Шугайло О-й П., Мустафін М. А., Макаренко М. В. Оцінка цілісності обладнання та трубопроводів АС на основі пов'язаних розрахунків в ANSYS і RELAP CODE. *Ядерна та радіаційна безпека*. 2020. № 3(87). С. 46-54. doi: 10.32918/nrs.2020.3(87).06.

3. Шараевский Г. И. Проблемы повышения надежности расчетного определения кризиса теплоотдачи в водоохлаждаемых реакторах на основе компьютерных теплогидравлических кодов. *Ядерна та радіаційна безпека*. 2018. № 3(79). С.16-22. doi: 10.32918/nrs.2018.3(79).03.

4. Мазурок А.С., Алексеев Ю. П., Крушинский А. Г., Корницкий А. В. Валидация теплогидравлической модели реакторной установки с детальной разбивкой опускного участка для анализа термических нагрузок на корпус ректора. *Ядерна та радіаційна безпека*. 2012. № 1(53). С. 16-21. doi: 10.32918/nrs.2012.1(53).03.

5. Яновський С. Е., Жабін О. І., Пустовіт В. В. Валидация теплогидравлической модели реактора ВВЕР-440/В-213 для расчетного кода TRACE на основе данных про нарушения на энергоблоке РАЭС-1. *Ядерна та радіаційна безпека*. 2019. № 4(84). С. 34-45. doi: 10.32918/nrs.2019.4(84).05.

6. Яновский С. Э., Жабин О.И., Воробьев Ю. Ю., Вышемирский М.П. Валидация теплогидравлической модели реактора ВВЕР-1000/В-320 для расчетного кода TRACE. *Ядерна та радіаційна безпека*. 2017. № 1(73). С. 39-42. doi: 10.32918/nrs.2017.1(73).07.

7. EP25-2004.210.JL.2. Потеря электроснабжения собственных нужд. Корректировка и обновление ВАБ энергоблока № 5 ЗАЭС. Расчетное обоснование критериев успеха. Приложение G1.1. Энергодар: ГП «НАЭК «Энергоатом», 2004. 365 с.

8. EP01/2016.100.ОД.1-Т.1. Расчет теплогидравлических параметров для всех режимов эксплуатации оборудования РУ энергоблока № 3 ОП ЗАЭС. Энергодар : ГП «НАЭК «Энергоатом», 2016. 566 с.

9. EP25-2004.210.ОД.2. Корректировка и обновление ВАБ энергоблока № 5 ЗАЭС. Обесточивание энергоблока с отказом дизель-генераторов. Приложение G2.1. Энергодар : ГП «НАЭК «Энергоатом», 2004. 365 с.

10. Skalozubov V. I., Kozlov I. L., Komarov Yu. A., Chulkin O. A., Piontkovskiy O. I. Analysis of nuclear safety in diversification of Westinghouse fuel assemblies at WWER-1000 *Nuclear Physics and Atomic Energy*. 2019. Vol. 20, no. 2. P. 159–163. doi: 10.15407/jnpae2019.02.159.

11. Skalozubov V. I., Huiyu Zhou, Chulkin O. A., Pirkovski D. S. Optimization of reliability in the modernization of heating equipment. *Problem of Atomic Science and Technology*. 2017. № 4(110). P. 84-87.

12. 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. № 1(81). P. 42-45. doi: 10.32918/nrs.2019.1(81).07.

13. Skalozubov V., Chulkin O., Pirkovskiy D., Kozlov I., Komarov Yu. Method for determination of water hammer conditions and consequences in pressurizers of nuclear reactors. *Turkish journal of Physics*. 2019. Vol. 43: No. 3, Article 1. doi: 10.3906/fiz-1809-5.

14. 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. № 2(82). P. 46-49. doi: 10.32918/nrs.2019.2(82).08.

15. Королёв А. В., Деревянко О. В. Резервная подпитка парогенераторов АЭС в условиях электрообесточивания энергоблока. *Ядерна та радіаційна безпека*. 2014. № 2(62). С. 10-12. doi: 10.32918/nrs.2014.2(62).02.

16. Паровые турбины и турбогенераторы. ОАО «Калужский турбинный завод». Калуга, 2003. 25 с.

17. Каталог насосов. ТОО «Сумський машинобудівний завод». Сумы, 2016. 27 с.

References

1. Scientific and technical basis of measures to improve the safety of VVER NPPs. (2012). Institute of NPP Safety Problems of the National Academy of Sciences of Ukraine. Under the editorship of academician O. Klyuchnikova, Chernobyl, 296 p.

2. Diemienkov, V., Shugailo, O., Mustafin, M., Makarenko, M. (2020). Assessing structural integrity of NPP equipment and pipelines by coupled calculations in ANSYS and RELAP codes. *Nuclear and Radiation Safety*, 3(87), 46-54. doi: 10.32918/nrs.2020.3(87).06.

3. Sharaevsky, G. (2018). Problems of reliability indicators increase for critical heat flux calculations in the water-cooled nuclear reactors based on the computer thermal-hydraulic codes. *Nuclear and Radiation Safety*, 3(79), 16-22. doi: 10.32918/nrs.2018.3(79).03.

4. Mazurok, A., Alekseev, J., Krushynskyy, A., Kornitskiy, A. (2012). Validation of thermal-hydraulic model with detailed downcomer for reactor vessel thermal stress analysis. *Nuclear and Radiation Safety*, 1(53), 16-21. doi: 10.32918/nrs.2012.1(53).03.

5. Yanovskiy, S., Zhabin, O., Pustovit, V. (2019). Validation of WWER-440/213 thermohydraulic model for TRACE computer code based on RNPP-1 incident data. *Nuclear and Radiation Safety*, 4(84), 34-45. doi: 10.32918/nrs.2019.4(84).05.

6. Yanovskiy, S., Zhabin, O., Vorobyov, Y., Vyshemirskiy, M. (2017). Development and validation of VVER-1000 thermohydraulic computer model for TRACE computer code. *Nuclear and Radiation Safety*, 1(73), 39-42. doi: 10.32918/nrs.2017.1(73).07.

7. ER25. 2004.210.JL.2. Loss of in-house power supply. Correction and update of ZNPP-5 PSA. Calculational substantiation of success criteria. Appendix G1.1, 2004, 365 p.

8. ER01/2016.100.OD.1-T.1. Calculation of thermal-hydraulic parameters for all operation modes of ZNPP-3 reactor equipment. Enerhodar, 2016, 566 p.

9. ER25-2004.210.OD.2. Correction and update of ZNPP-5 PSA. Power unit de-energization with failure of diesel generators. Appendix G2.1. Enerhodar, 2004, 365 p.

10. Skalozubov, V., Kozlov, I., Komarov, Yu., Chulkin, O., Piontkovskiy, O. (2019). Analysis of nuclear safety in diversification of Westinghouse fuel assemblies at WWER-1000. *Nuclear Physics and Atomic Energy*, 20(2), 159-163. URL: doi: 10.15407/jnpae2019.02.159.

11. Skalozubov, V., Huiyu Zhou, Chulkin, O., Pirkovskiy, D. (2017). Optimization of reliability in the modernization of heating equipment. *Problem of Atomic Science and Technology*, 4(110), 84-87

12. 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.

13. Skalozubov V., Chulkin O., Pirkovskiy D., Kozlov I., Komarov Yu. (2019). Method for determination of water hammer conditions and consequences in pressurizers of nuclear reactors. *Turkish Journal of Physics*. 43(3), Article 1. doi: 10.3906/fiz-1809-5.

14. 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.

15. Koroliov, A., Derevianko, O. (2014). Emergency makeup of nuclear steam generators in blackout conditions. *Nuclear and Radiation Safety*, 2(62), 10-12. doi: 10.32918/nrs.2014.2(62).02.

16. Steam turbines and turbogenerators. (2003). Kaluga Turbine Plant LLC. Kaluga. 25 p.

17. Pumps catalogue. (2016). Sumy Machinery Plant LLC. Sumy. 27 p.

Modernization of Management Strategies and Systems for Accidents at Nuclear Power Plants with Long-Term Total Blackout

V. Skalozubov¹, V. Kondratiuk²,
Ye. Pysmenny², Yu. Komarov¹, S. Klevtsov²

¹Interagency 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

²National Technical University of Ukraine "Igor Sikorsky Kyiv Polytechnic Institute", Kyiv, Ukraine

In today's extreme operating conditions of Ukrainian nuclear power plants (especially of the Zaporizhzhia NPP), as a result of external military influences, dozens of emergency shutdowns of power units occurred due to total or partial loss of external power supply. The long-term total blackout of nuclear power plants became one of the main causes for nuclear (severe) and radiation accidents with catastrophic environmental consequences at the Fukushima-1 NPP in 2011. The previously conducted deterministic analysis of a similar accident with a long-term blackout of VVER-1000 power units showed the inevitability of a nuclear accident under the conditions of exceeding the maximum permissible temperature of the nuclear fuel cladding. A promising approach to increase the management efficiency for NPP total blackout accidents is the use of an emergency feedwater pump with a steam drive from a steam generator. The necessary condition for implementing such an approach is qualification of the emergency feedwater steam driven pump for reliability and operability in total blackout accidents. The article justifies the qualification criteria and conditions for the emergency feedwater steam driven pump in transient and operating modes to ensure the successful performance of safety functions regarding the residual heat removal from the reactor and maintenance of the required feedwater level in the steam generator. On the basis of developed conservative thermal and hydrodynamic model "reactor – steam generator – emergency feedwater steam driven pump", the structural and technical requirements for the system of an emergency feedwater steam driven pump are determined, which meet the established qualification criteria and conditions. It was determined, that the effective performance of the emergency feedwater steam driven pump from a steam generator is justified for the first 10 days after total blackout. The obtained results can be applied during the modernization of management strategies and systems for accidents with long-term total blackout of NPP units.

Keywords: equipment qualification, total blackout accident, emergency feedwater steam driven pump.

Отримано 20.01.2023