

В. І. Скалозубов, О. М. Верінов, І. М. Вербило, В. Ю. Кочнева, А. В. Канівець

*Міжвідомчий центр фундаментальних наукових досліджень в галузі енергетики та екології НАН України, «Одеської політехніки» та Мінекології України, просп. Шевченка, 1, Одеса, 65044*

## Кваліфікація стратегій управління аваріями з повним тривалим знеструмленням ядерних енергоустановок із ВВЕР

### Ключові слова:

аварія,  
знеструмлення,  
стратегія,  
ядерна енергоустановка

Найважливіший урок Фукусімської аварії для безпеки ядерної енергетики — необхідність удосконалення/модернізації стратегій управління аваріями з повним тривалим знеструмленням ядерних енергоустановок. Проведений експлуатуючою організацією АЕС України детерміністський аналіз аварії з повним тривалим знеструмленням ядерних енергоустановок ВВЕР-1000/320 встановив, що критичною для безпеки є система аварійного підживлення парогенераторів. У роботі проведено аналіз і кваліфікацію (обґрунтування) відомих модернізацій стратегій управління аваріями в ядерних енергоустановках ВВЕР із повним тривалим знеструмленням: управління аварією підживленням парогенераторів системою пасивного відведення тепла від гермооб'єму (СУА1); управління аварією підживленням парогенераторів системами мобільних джерел електропостачання, пожежних машин і деаераторних установок (СУА2); управління аварією підживленням парогенераторів насосами з пароприводом (СУА3). На основі результатів кваліфікації модернізацій аварійної системи підживлення парогенераторів встановлено: СУА1 не може бути кваліфікована за критерієм підтримання необхідного рівня в парогенераторі на всій тривалості аварії з повним тривалим знеструмленням; СУА2 не може бути кваліфікована за критеріями запобігання радіаційних викидів у довкілля та необхідної тривалості підживлення парогенераторів; СУА3 може бути кваліфікована до мінімального значення тиску в парогенераторі 0,3 МПа. На основі отриманих результатів представлено комплексні стратегії управління аваріями з повним тривалим знеструмленням в ядерних енергоустановках із ВВЕР-1000, що задовольняють усі прийняті критерії кваліфікації.

### Вступ. Стан проблеми

Один з найбільш актуальних уроків Фукусімської аварії у 2011 р. — необхідність удосконалення/модернізації стратегій управління аваріями (СУА) з повним тривалим знеструмленням (ПТЗ) ядерних енергоустановок (ЯЕУ). ПТЗ енергоблоків АЕС Fukushima-Daiichi стало основною причиною ви-

никнення ядерних і радіаційних аварій, руйнівних парогазових вибухів та катастрофічних екологічних наслідків.

В ЯЕУ з ВВЕР під час аварій із ПТЗ основною системою, що забезпечує функцію безпеки з розлодження активної зони реактора, є парогенератор (ПГ). Тому СУА з ПТЗ повинні бути спрямовані на забезпечення необхідного рівня води в об'ємі ПГ.

© В. І. Скалозубов, О. М. Верінов, І. М. Вербило, В. Ю. Кочнева, А. В. Канівець, 2024

У процесі аварій, не пов'язаних із ПТЗ, ця функція безпеки повинна здійснюватися аварійними живильними електронасосами (АЖЕН).

У постфукусімський період для ЯЕУ з ВВЕР було запропоновано різні СУА з ПТЗ:

аварійне підключення до ПГ системи пасивного відведення тепла від гермооб'єму ЯЕУ (СПВТ ГО);

аварійне підключення мобільних джерел електропостачання (МДЕ) активних систем безпеки;

аварійна подача води до об'ємів ПГ від пожежних машин (ПМ);

аварійна подача води до об'ємів ПГ від деаераторних установок (ДУ);

аварійна подача води до об'ємів ПГ насосами з пароприводом від ПГ (НПП) та ін.

Кожна з указаних СУА з ПТЗ має свої переваги та недоліки й кожна окремо не може досить ефективно забезпечити критичну функцію безпеки аварійного підживлення ПГ на всіх етапах аварії з ПТЗ ЯЕУ з ВВЕР.

Тому актуальним завданням є кваліфікація (обґрунтування) окремих СУА з ПТЗ для визначення умов надійності та ефективності забезпечення функції безпеки аварійного підживлення ПГ, а також для формування єдиної (комплексної) СУА з ПТЗ в ЯЕУ з ВВЕР.

### **Аналіз літературних даних**

У роботі [1] наведено відомі результати розрахункового моделювання кодом RELAP аварії з ПТЗ серійного енергоблоку з ВВЕР-1000/320. Проектна СУА з ПТЗ базувалася на регулюванні тиску в реакторі запобіжними клапанами компенсатора тиску (ЗК КТ) і в ПГ пароскидальними пристроями (ШРУ-А). У результаті проведених розрахунків встановлено, що умови ядерної (важкої) аварії з перевищення гранично допустимої температури оболонки твелів відбуваються внаслідок повного спустошення ПГ. При цьому встановлено, що для запобігання ядерній аварії необхідно забезпечення витрати підживлення водою об'єму ПГ, не меншої за витрату від одного АЖЕН. Отримані результати моделювання аварії кодом RELAP фактично встановили необхідність удосконалення/модернізації СУА з ПТЗ в ЯЕУ з ВВЕР.

У роботі [2] проведено аналіз конструкційно-технічних параметрів СПВТ ПГ щодо забезпечення системою необхідного підживлення ПГ в умовах аварій з ПТЗ ЯЕУ. У результаті проведеного аналізу встановлено, що для забезпечення витрати аварійного підживлення ПГ, еквівалентної витраті від одного

АЖЕН, висота СПВТ ПГ над ГО повинна становити декілька сотень метрів [2]. Тому модернізована СУА з ПТЗ, заснована на аварійному підключенні СПВТ ГО до ПГ, потребує додаткового обґрунтування (кваліфікації), тому що теплообмінники СПВТ ГО розташовані практично на поверхні гермооболонки ЯЕУ з ВВЕР.

У роботі [3] проведено аналіз модернізованої СУА з ПТЗ у симптомно-орієнтованих аварійних інструкціях ЯЕУ з ВВЕР-1000 (СОАІ АРЗ 0.0), заснованої на аварійному підключенні до ПГ МДЕ, ПМ та ДУ. У результаті проведеного аналізу встановлена необхідність додаткової кваліфікації вказаних систем на умови можливості забезпечення необхідної витрати подачі води до об'єму ПГ у досить тривалий період аварійних процесів.

У роботі [4] запропоновано модернізовану СУА з ПТЗ, засновану на аварійній подачі води до об'єму ПГ альтернативними НПП від ПГ. Однак розрахункова кваліфікація модернізованої СУА з ПТЗ була заснована на надмірно консервативних фізичних та математичних моделях аварії з ПТЗ, які не враховують ефекти зменшення за часом потужності залишкових тепловиділень реактора.

У роботі [5] було уточнено моделі аварії з ПТЗ і встановлено, що тривалість ефективного підживлення ПГ для забезпечення необхідного рівня води в об'ємі ПГ може бути більшою за дві доби з моменту початку аварійного процесу. Однак проведеною в [5] кваліфікацією вважалась працездатність НПП за будь-яких тисків в об'ємі ПГ. Тому необхідна додаткова кваліфікація НПП на умови гранично допустимого тиску в об'ємі ПГ для ефективної працездатності НПП.

Таким чином, на основі аналізу відомих розробок модернізованих СУА з ПТЗ в ЯЕУ з ВВЕР встановлено необхідність кваліфікації їх на умови забезпечення мінімально допустимих рівня води й тривалості ефективної подачі води до об'єму ПГ, що визначає актуальність та мету представленої роботи.

Мета роботи — кваліфікація відомих модернізованих СУА з ПТЗ в ЯЕУ з ВВЕР для визначення умов забезпечення критеріїв безпеки та на основі результатів кваліфікації розробка комплексної СУА з ПТЗ в ЯЕУ з ВВЕР.

### **Кваліфікація окремих СУА з повним тривалим знеструмленням**

У представленій роботі під кваліфікацією СУА з ПТЗ розуміється обґрунтування умов забезпечення ядерної та радіаційної безпеки.

Критерії успішної кваліфікації СУА з ПТЗ: забезпечення рівня води в об'ємі ПГ, більшого за 1,0 м (К1); тривалість дії СУА з ПТЗ більша за дві доби (К2); запобігання радіаційним викидам до оточуючого середовища (К3).

### Кваліфікація СУА з ПТЗ підключенням СПВТ ГО (СУА1)

Система з підключенням теплообмінників СПВТ ГО до ПГ є замкнутим циркуляційним контуром «паровий об'єм ПГ — трубопровід відведення пари — теплообмінники СПВТ ГО конденсації пари — трубопровід скидання конденсату — об'єм ПГ».

СУА1 може діяти безперервно протягом усієї тривалості аварійних процесів, і немає необхідності превентивного скидання до оточуючого середовища. Отже, СУА1 може бути кваліфікована на критерії кваліфікації К2 та К3.

Циркуляція в СУА1 здійснюється внаслідок різної густини потоку в підйомному та опускному трубопроводах. Рівняння руху в замкнутому контурі циркуляції СУА1 у стаціонарному наближенні

$$(\rho_1 - \rho_v)g\Delta H = \xi \frac{G_1^2}{\rho_1 F^2}, \quad (1)$$

де  $\rho_1, \rho_v$  — густина води та пари відповідно;  $g$  — прискорення сили тяжіння;  $\Delta H$  — різниця рівня води в опускному та підйомному трубопроводах;  $\xi$  — сумарний коефіцієнт гідравлічного опору;  $F$  — площа прохідного перетину трубопроводів;  $G_1$  — масова витрата конденсату в ПГ.

На основі результатів детерміністського моделювання аварії з ПТЗ в ЯЕУ з ВВЕР-1000/320 [1] установлено, що для підтримання необхідного рівня води в об'ємі ПГ на етапах аварії з відведенням залишкових тепловиділень реактора витрата підживлення ПГ повинна відповідати витраті одного АЖЕН ( $\approx 100$  кг/с).

Тоді з рівняння (1) витікає витрата конденсату в ПГ та умова успішної кваліфікації критерію К1:

$$G_1 = F \sqrt{\frac{\rho_1(\rho_1 - \rho_v)g\Delta H}{\xi}} \geq G_{AP}, \quad (2)$$

де  $G_{AP}$  — масова витрата одного АЖЕН.

Консервативний аналіз умови кваліфікації (2) з урахуванням відомих конструктивно-технічних даних ЯЕУ з ВВЕР-1000/320 (наприклад, [1–5]) установив, що максимальна витрата конденсату становить

не більше 10 кг/с та умова кваліфікації за критерієм К1 є нездійсненою. Таким чином, на основі представлених результатів можливо зробити такі висновки щодо кваліфікації СУА1.

1. СУА1 може бути успішно кваліфікована за критеріями К2 та К3, але не може бути кваліфікована за критерієм К1.

2. СУА1 може бути ефективною на заключних етапах аварії з ПТЗ за досить низького рівня потужності залишкових тепловиділень.

### Кваліфікація СУА з ПТЗ СОАІ АРЗ 0.0 (СУА2)

У СУА2 використовуються три системи аварійного підживлення ПГ в умовах аварії з ПТЗ: аварійні насоси з МДЕ; ПМ; ДУ.

Регулювання тиском у ПГ здійснюється ШРУ-А в «ручному» режимі управління аварією.

Основні положення СУА2 з моменту початку аварії.

1. У непошкоджених ПГ тиск регулюється ШРУ-А (не більше 3,8 МПа).

2. У випадку виявлення пошкодженого ПГ (міжконтурні течі) здійснюється його ізоляція.

3. Подача води від систем МДЕ та/або ПМ здійснюється лише до одного непошкодженого ПГ.

4. На подальших етапах у випадку відмови підключення підживлення ПГ від систем МДЕ та ПМ регламентується підключення ДУ-7.

Щодо наведених вище основних положень СУА2 можна зробити такі коментарі.

1. Системи з МДЕ та ПМ є низьконапірними, і для їхньої працездатності необхідне превентивне зниження тиску в ПГ шляхом відкриття ШРУ-А та викидання пароводяного середовища до атмосфери. Зниження тиску в ПГ призводить до інтенсивного паротворення та суттєвого зниження рівня води в об'ємі ПГ. Подальше збільшення рівня води в ПГ (внаслідок початку працездатності систем МДЕ та ПМ) збільшить інтенсивність міжконтурного теплообміну й паротворення, що відповідно призведе до зростання тиску в об'ємі ПГ. Унаслідок збільшення тиску в ПГ може знову виникнути необхідність превентивного зниження тиску в ПГ через ШРУ-А до атмосфери. Такий періодичний процес відкриття/закриття може тривати протягом усієї аварії.

Необхідно також відзначити, що з досвіду Фукусімської аварії щодо тривалості та ефективності управління аваріями з ПТЗ системи, подібні до МДЕ та ПМ, не забезпечили запобігання ядерним та радіаційним аваріям [4, 5].

2. У випадку виникнення міжконтурних теч в об'ємі пошкодженого ПГ радіоактивний теплоносій 1-го контуру буде надходити до атмосфери під час відкриття ШРУ-А і можуть виникнути умови радіаційних аварій в оточуючому середовищі.

Примусова ізоляція пошкодженого ПГ шляхом закриття ШРУ-А призведе до інтенсивного зростання тиску внаслідок як міжконтурного теплообміну, так і скипання теплоносія, що надходить у міжконтурні течі, а відповідно й до необхідності аварійного відкриття запобіжних клапанів пароскидальних пристроїв ПГ.

За досить великих розмірів міжконтурних теч швидкість зростання тиску в об'ємі ПГ може відповідати умовам парового вибуху [4]

$$\frac{dP}{dt} \geq \frac{a_v}{\sqrt[3]{V_v}} P, \quad (3)$$

де  $P$  — тиск в об'ємі ПГ;  $t$  — час;  $a_v$  — швидкість звуку в паровому об'ємі;  $V_v$  — об'єм пари в ПГ.

3. Аварійна подача води до об'єму ПГ системою «ДУ — ПГ» здійснюється внаслідок перепаду тиску в ДУ РА та в об'ємі ПГ  $P$ .

Рівняння руху в системі «ДУ — ПГ» у стаціонарному наближенні

$$\Delta P = P_A - P = \xi \frac{G_1^2}{\rho_1 F^2} + \rho_1 g \Delta H_A, \quad (4)$$

де  $\xi$  — сумарний коефіцієнт гідравлічного опору системи «ДУ — ПГ»;  $\Delta H_A$  — різниця висотних відміток розташування ПГ і ДУ відповідно.

Із формули (4) витікає необхідна умова початку працездатності системи

$$\Delta P > \rho_1 g \Delta H_A. \quad (5)$$

Умова кваліфікації системи за критерієм К1:

$$G_1 = F \sqrt{\frac{\rho_1 (\Delta P - g \Delta H_A)}{\xi}} \geq G_{AP}, \quad (6)$$

Аналіз виразу (6) установив, що в загальному випадку умова кваліфікації системи «ДУ — ПГ» за критерієм К1 нездійсненна. До того ж з плином часу тиск у системі буде вирівнюватися ( $P_A \approx P$ ) і подача води до ПГ від ДУ-7 буде взагалі припинена.

Таким чином, на основі представленого вище аналізу СУА2 може бути кваліфікована тільки на заключні етапи аварії з ПТЗ за сталого тиску в непошкодженому ПГ.

## Кваліфікація СУА з ПТЗ НПП (СУА3)

СУА3 є двоконтурною [4]:

- 1) «канал НПП — ПГ»;
- 2) «паровий об'єм ПГ — паропривід НПП — кінцевий приймач відпрацьованого конденсату».

Прототип НПП — турбоживильний насос (ТЖН) ЯЕУ з ВВЕР, який має багаторічний успішний досвід експлуатації. НПП і ТЖН мають подібну напірно-витратну (гідравлічну) характеристику (НВХ) [4]:

$$\Delta P_{PU}(G_1, P) = \text{idem}. \quad (7)$$

У роботі [5] на основі консервативної термодинамічної моделі аварії з ПТЗ установлено, що СУА3 забезпечує необхідні умови безпеки та охолодження реактора протягом 10 діб з моменту початку аварії.

Однак необхідні додаткові обґрунтування працездатності НПП за мінімального тиску в ПГ  $P_m$ , що забезпечує критерій кваліфікації К1:

$$G_1 \geq G_{AP}. \quad (8)$$

Рівняння руху в контурах НПП і ТЖН:

$$\Delta P_p(G_1, P) = P - P_g + \xi_n \frac{G_1^2}{\rho_1 F^2}, \quad (9)$$

$$\Delta P_p(G_1, P) = P - P_{in} + \xi_T \frac{G_1^2}{\rho_1 F^2}, \quad (10)$$

де  $P_g, P_{in}$  — тиск в гідроємностях АЖЕН та на вході в ТЖН відповідно;  $\xi_n, \xi_T$  — сумарний коефіцієнт гідравлічного опору контурів НПП і ТЖН відповідно;  $F$  — площа прохідного перетину живильного трубопроводу.

Виходячи з умови подібності НВХ НПП і ТЖН (7), отримаємо

$$\frac{\Delta P_p(G_{AP}, P_m)}{\Delta P_p(G_0, P_0)} = \frac{P_m - P_g + \xi_n \frac{G_{AP}^2}{\rho_1 F^2}}{P_0 - P_{in} + \xi_T \frac{G_0^2}{\rho_1 F^2}}, \quad (11)$$

де  $G_0, P_0$  — масова витрата та тиск у ПГ у номінальному робочому режимі відповідно.

Тоді мінімальний тиск у ПГ, що забезпечує умову кваліфікації СУА3 (8)

$$P_m = \frac{\Delta P_p(G_{AP}, P_m)}{\Delta P_p(G_0, P_0)} \left( P_0 - P_{in} + \xi_T \frac{G_0^2}{\rho_1 F^2} \right) + P_g - \xi_n \frac{G_{AP}^2}{\rho_1 F^2}. \quad (12)$$

Аналіз отриманого рівняння (12) з урахуванням даних із НВХ ТЖН [4,5] установив, що мінімальний тиск, який забезпечує умову кваліфікації (8)

$$P \approx 0,3 \text{ МПа.} \quad (13)$$

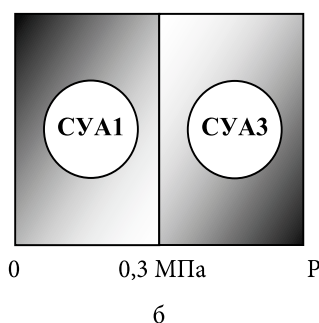
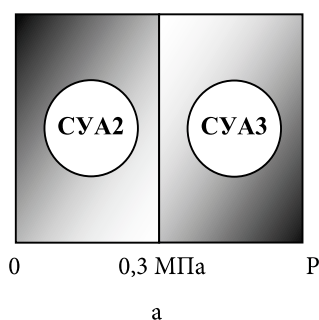
### Аналіз отриманих результатів кваліфікації СУА з повним тривалим знеструмленням

Аналіз отриманих результатів кваліфікації СУА з ПТЗ в ЯЕУ з ВВЕР дає можливість зробити такі висновки.

1. СУА1 може бути кваліфікована за критеріями необхідної тривалості дії К2 та запобігання радіаційним викидам до навколишнього середовища К3, але не може бути кваліфікована за критерієм забезпечення необхідного рівня води в об'ємі ПГ за всю тривалість управління аварією з ПТЗ К1. Тому застосування СУА1 обґрунтоване для заключних етапів аварії за досить низького рівня залишкових тепловиділень реактора (менше 2 % від номінальної потужності).

2. СУА2 не може бути кваліфікована за критеріями К2 та К3, а за критерієм К1 може бути кваліфікована тільки на умови сталого мінімального тиску в усіх ПГ, що не потребує спрацьовування ШРУ-А.

3. СУА3 може бути кваліфікована за критеріями К2 та К3, а за критерієм К1 може бути кваліфікована в умовах тиску в ПГ, більшого за 0,3 МПа.



Комплексна СУА з ПТЗ ЯЕУ з ВВЕР-1000:  
а) без СПВТ ГО, б) зі СПВТ ГО

Комплексна СУА з ПТЗ (рисунок), що ґрунтується на отриманих результатах, може бути кваліфікована для двох типів ЯЕУ з ВВЕР — ВВЕР-1000 без СПВТ ГО та ВВЕР-1000 зі СПВТ ГО.

### Висновки

1. Найважливіший урок Фукусімської аварії для безпеки ядерної енергетики — необхідність удосконалення/модернізації СУА з повним тривалим знеструмленням ядерних енергоустановок.

Проведений експлуатуючою організацією АЕС України детерміністський аналіз аварії з повним тривалим знеструмленням ядерних енергоустановок ВВЕР-1000/320 встановив, що критичною для безпеки є система аварійного підживлення парогенераторів.

2. У роботі проведено аналіз і кваліфікацію (обґрунтування) відомих модернізацій СУА в ядерних енергоустановках ВВЕР із повним тривалим знеструмленням: управління аварією підживленням парогенераторів системою пасивного відведення тепла від гермооб'єму (СУА1); управління аварією підживленням парогенераторів системами мобільних джерел електропостачання, пожежних машин і деаераторних установок (СУА2); управління аварією підживленням парогенераторів насосами з пароприводом (СУА3).

3. На основі результатів кваліфікації модернізацій аварійної системи підживлення парогенераторів встановлено:

4. СУА1 не може бути кваліфікована за критерієм підтримання необхідного рівня в парогенераторі на всій тривалості аварії з повним тривалим знеструмленням;

5. СУА2 не може бути кваліфікована за критеріями запобігання радіаційних викидів до навколишнього середовища та необхідної тривалості підживлення парогенераторів;

6. СУА3 може бути кваліфікована до мінімального значення тиску в парогенераторі 0,3 МПа.

7. На основі отриманих результатів представлено комплексні СУА з повним тривалим знеструмленням в ЯЕУ з ВВЕР-1000, що задовольняють усі прийняті критерії кваліфікації.

### Список використаної літератури

1. Скалозубов В. Аварии с обесточиванием ядерных реакторов / В. Скалозубов, В. Спинов, Д. Спинов. — Lambert Academic Publishing, 2019. — 52 с.
2. Criteria for conditions of hydrodynamic instability of the coolant in accidents with reactor circuit leaks /

- V. Kondratyuk, V. Skalozubov, Ju. Komarov [et al.] // Proc. of Odessa Polytechnic University. — 2022. — Vol. 2 (66). — P. 52–57. — doi.org/10.15276/opu.2.66.2022.06.
3. Кондратюк В. Основы моделирования и управления авариями ядерных энергоустановок / В. Кондратюк, Е. Письменный, В. Скалозубов. — Lambert Academic Publishing, 2022. — 312 с.
  4. The method of express analysis of nuclear and ecological safety during the modernization of nuclear fuel / V. Skalozubov, S. Melnik, V. Vashchenko [et al.] // Journal of Geology, Geography and Geoecology. — 2023. — Vol. 32(2). — P. 388–395. — doi.org/10.15421/112335.
  5. Модернізація стратегій і систем управління аваріями на ядерних енергоустановках з їх повним тривалим знеструмуванням / В. І. Скалозубов, В. А. Кондратюк, Є. М. Письменний [та ін.] // Ядерна та радіаційна безпека. — 2023. — № 2. — С. 80–86. — doi.org/10.32918/nrs.2023.2(98).08.

passive afterheat removal from the containment (AMS1); accident management by steam generators supply with systems of mobile power supply sources, fire engines and deaerators (AMS2); management of an accident by steam generators supply with steam-driven pumps (AMS3).

The results of the qualification of the modernizations of the emergency steam generator makeup system found the followings: AMS1 cannot be qualified according to the criterion of keeping the required level in the steam generator during the entire continuous blackout accident; AMS2 cannot be qualified as to the criteria of preventing radiation emissions to the environment and the required time of steam generator supply; AMS3 can be qualified to a minimum value of pressure in the steam generator of 0.3 MPa. Based on the research results, there are presented complex management strategies for continuous blackout accidents at nuclear power plants with VVER-1000 that meet all the accepted qualification criteria.

*Keywords:* accident, blackout, strategy, nuclear power plant.

**V. I. Skalozubov, O. M. Vierinov, I. M. Verbylo,  
V. Yu. Kochnieva, A. V. Kanivets**

*Interagency 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,  
1, Shevchenko Ave, Odessa, 65044*

### **Qualification of Management Strategies for Continuous Blackout Accident at Nuclear Power Plants with VVER**

The most important lesson of the Fukushima accident for the safety of nuclear power is the need to improve/modernize management strategies for continuous blackout accidents at nuclear facilities.

The deterministic analysis of the continuous blackout accident at nuclear power plants with VVER-1000/320, carried out by the operating organization of the Ukrainian NPPs, recognized that the emergency supply system of steam generators is critical for safety. The work analyzes and qualifies (substantiates) the known modernizations of management strategies for the continuous blackout accidents at VVER nuclear power plants: accident management by steam generators supply with a system of

### **References**

1. Skalozubov V., Spinov V., Spinov D. (2019). *Avarii s obestochivaniem yadernyih reaktorov* [Nuclear reactor blackout accidents]. Lambert Academic Publishing, 52 p. (in Rus.)
2. Kondratyuk V., Skalozubov V., Komarov Ju., Dorozh O., Filatov V. (2022). Criteria for conditions of hydrodynamic instability of the coolant in accidents with reactor circuit leaks. *Proc. of Odessa Polytechnic University*, vol. 2 (66), pp. 52–57. doi.org/10.15276/opu.2.66.2022.06.
3. Kondratiuk V. A., Pismennyi E. N., Skalozubov V. I. (2022). *Osnovni modelirovaniya i upravleniya avariymi yadernyih energoustanovok* [Fundamentals of modelling and management of nuclear power plant accidents]. Lambert Academic Publishing, 312 p. (in Rus.)
4. Skalozubov V. I., Melnik S. I., Vashchenko V. M., Korduba I. B., Hrib V. Yu. (2023). The method of express analysis of nuclear and ecological safety during the modernization of nuclear fuel. *Journal of Geology, Geography and Geoecology*, vol. 32(2), pp. 388–395. doi.org/10.15421/112335.
5. Skalozubov V., Kondratiuk V., Pysmennyi Ye., Komarov Yu., Klevtsov S. (2023). [Modernization of management strategies and systems for accidents at nuclear power plants with long-term total blackout]. *Nuclear and Radiation Safety*, no. 2, pp. 80–86. doi.org/10.32918/nrs.2023.2(98).08. (in Ukr.)

Надійшла 25.12.2023

Received 25.12.2023