

# ТЕХНОЛОГІЇ ТА ОБЛАДНАННЯ В ЕНЕРГЕТИЦІ TECHNOLOGIES AND EQUIPMENT IN ENERGY

УДК 629.031

DOI 10.20535/1813-5420.1.2023.276002

**В.І.Скалозубов<sup>1</sup>**, д-р техн. наук, професор, ORCID 0000-0003-2361-223X

**Є.М.Письменний<sup>2</sup>**, д-р техн. наук, професор, ORCID 0000-0001-6403-6596

**В. А. Кондратюк<sup>2</sup>**, канд. техн. наук, доцент, ORCID 0000-0001-5035-311X

**С.І.Косенко<sup>1</sup>**, канд. техн. наук, доцент ORCID: 0000-0002-7082-5644

**В.І. Коньшин<sup>2</sup>**, канд. техн. наук, доцент, ORCID 0000-0003-2591-3589

<sup>1</sup>Міжвідомчий центр фундаментальних наукових досліджень в галузі енергетики та екології  
НАН України, «Одеської політехніки» та Мінекології України

<sup>2</sup>Національний технічний університет України  
«Київський політехнічний інститут імені Ігоря Сікорського»

## МЕТОД КВАЛІФІКАЦІЇ ПАСИВНИХ СИСТЕМ БЕЗПЕКИ МОДУЛЬНИХ ЯДЕРНИХ РЕАКТОРІВ З ТЕЧАМИ КОНТУРІВ ЦИРКУЛЯЦІЇ

*Модульні реактори малої потужності є перспективним напрямком підвищення безпеки ядерної енергетики, тому що управління аваріями в модульних реакторах здійснюється тільки пасивними системами безпеки (без електронасосів). Критичними для безпеки модульних реакторів є аварії з порушенням герметичності контурів природної циркуляції пасивних систем безпеки. Основні обмеження застосування традиційних підходів моделювання аварій детерміністськими кодами для кваліфікації надійності та працездатності пасивних систем безпеки модульних реакторів пов'язані з можливістю виникнення негативних ефектів «різниці кодів» і «різниці користувачів кодами», а також необґрунтованістю результатів верифікації/валідації кодів. Розроблено оригінальний метод кваліфікації на забезпечення умов безпеки пасивних систем безпеки модульного реактора малої потужності Westinghouse (SMR) в умовах аварії з порушенням герметичності контурів природної циркуляції. Прийняті в розробленому методі допущення забезпечують консервативність результатів кваліфікації. На основі попередньої розрахункової кваліфікації контурів природної циркуляції пасивних систем безпеки SMR встановлено, що для відносних розмірів теч, більших за 5 % від прохідного перетину трубопроводів, може відбуватися порушення умов безпеки та осушення активної зони менш ніж через 24 години з початку аварії. Необхідною є модернізація SMR щодо систем діагностики теч контурів природної циркуляції пасивних систем безпеки та ізоляції пошкоджених ділянок контурів.*

**Ключові слова:** кваліфікація, система безпеки, модульний ядерний реактор

**Вступ.** У процесі великої аварії на АЕС Fukushima-Daiichi у 2011 р. внаслідок сумісної дії землетрусу та затоплення цунамі промайданчика відбулося повне тривале знеструмлення (ПТЗ) енергоблоків, що призвело до відмови електронасосів активних систем безпеки (СБ), які забезпечують виконання необхідних функцій безпеки. Проведений раніше детерміністичний аналіз аналогічної аварії з повним тривалим знеструмленням енергоблоків з реакторами ВВЕР1000 встановив неминучість виникнення ядерної аварії за умов перевищення гранично допустимої температури оболонок тепловиділяючих елементів ядерного палива. аварій з ПТЗ в ЯЕУ з ВВЕР-1000 також визначили неминучість виникнення ядерних (важких) аварій.

У сучасних екстремальних умовах експлуатації українських атомних електростанцій (особливо Запорізької АЕС) внаслідок зовнішніх воєнних впливів сталися десятки аварійних зупинок енергоблоків через повне або часткове зовнішнього знеструмлення. Це призводить до визначення додаткових шляхів забезпечення безпеки експлуатації реакторних установок.

Перспективним напрямком підвищення безпеки може бути експлуатація ЯЕУ, в яких управління аваріями здійснюється тільки пасивними СБ, без застосування електронасосів активних СБ.

До ЯЕУ такого типу відносяться модульні ядерні реактори малої потужності (SMR). На даний момент малі модельні реактори є одним з основних альтернативних напрямків традиційної теплової енергетики, а також атомної енергетики великих потужностей. На даний момент у розробці знаходяться понад 70 SMR різних типів, деякі з яких знаходяться на стадії будівництва та введення в експлуатацію [1]. В цих SMR, особливо в тих що відносяться до PWR типу функції безпеки з підживлення та відведення

тепла від активної зони здійснюються контурами природної циркуляції (ПЦ) пасивних СБ.

Критичними для безпеки SMR відмовами є порушення герметичності трубопроводів та обладнання ПЦ пасивних СБ, які можуть привести до істотного скорочення тривалості надійного забезпечення функцій безпеки з підживлення та відведення тепла від активної зони реактора, а також до надходження радіоактивного теплоносія за межі корпусу реакторного модуля. Відповідно актуальним напрямком робіт є розробка альтернативних методів кваліфікації ПЦ пасивних СБ SMR в умовах порушення герметичності контурів циркуляції на прикладі МПР Westinghouse (SMR).

**Аналіз літературних джерел.** Питання проектування, виготовлення і забезпечення безпечної експлуатації SMR розглядалися у роботах [2 – 7 та ін.]. У результаті встановлено, що всі працездатні пасивні СБ SMR забезпечують надійне охолодження активної зони до 7 діб. Однак у випадку порушення герметичності ПЦ пасивних СБ тривалість надійного відведення тепла і підживлення теплоносієм активної зони може бути істотно скорочена (аж до повного спустошення реакторного контуру).

Однією з причин неефективного спрацьовування пасивних СБ BWR аварійних енергоблоків АЕС Fukushima-Daiichi (зокрема, системи аварійного охолодження активної зони насосами з пароприводом від реактора) та руйнівних вибухів за межами корпусу реактора могли бути порушення герметичності контурів циркуляції внаслідок запроектої сейсмічної дії [8 – 13 та ін.].

Таким чином, є актуальною кваліфікація систем управління аваріями (СУА) ПЦ пасивних СБ SMR для умов критичних порушень герметичності контурів циркуляції.

Можливості кваліфікації СУА ЯЕУ традиційними методами моделювання аварій детерміністськими кодами (ДК) обмежено з наступних основних причин [11].

1. Багаторічний досвід і результати моделювання аварій ДК установили в окремих випадках негативні ефекти «різниці ДК» та «різниці користувачів ДК». Ефект «різниці ДК» пов'язаний з тим, що при моделюванні ідентичних аварій різними ДК результати можуть істотно відрізнятись. Ефект «різниці користувачів ДК» пов'язаний з тим, що при моделюванні ідентичних аварій тим самим ДК, але різними користувачами кінцеві результати розрахункового моделювання можуть також істотно відрізнятись.

2. Необхідною умовою обґрунтованості ДК є їх верифікація на експериментальних установках та/або валідація безпосередньо на ЯЕУ.

Досвід проведення верифікації ДК установив, що в більшості випадків «пре-тест» розрахунки істотно відрізняються від експериментальних даних, а узгодження розрахункових і експериментальних даних у «пост-тест» розрахунках досягається недостатньо фізично обґрунтованими корегуючими параметрами (наприклад, постійні значення концентрації центрів паротворення/ конденсації, розмірів пухирів/крапель у двофазних нерівноважних потоках). Внаслідок нефізичності корегуючих параметрів екстраполяція результатів верифікації на натурні умови ЯЕУ є недостатньо обґрунтованою.

Для валідації ДК звичайно використовуються перехідні режими ЯЕУ, умови яких не відповідають умовам більшості аварійних режимів.

3. Під час кваліфікації модернізацій СУА в окремих випадках необхідно оптимізувати конструкційно-технічні, теплофізичні, нейтронно-фізичні та інші параметри. Відомі ДК не було розроблено для рішення подібних задач.

**Мета роботи.** Основна мета роботи – розробити альтернативний метод кваліфікації умов безпеки СУА ПЦ пасивних СБ за умов розгерметизації (теч) контурів циркуляції на прикладі модульного реактора Westinghouse SMR.

#### Основні положення і допущення метода кваліфікації

1. Конструкційно-технічна модель SMR складається з реакторного модуля (корпус, активна зона, розділова перегородка активної зони, парогенератори, компенсатор тиску) та пасивних СБ (4 резервуари підживлення контурів ПЦ з теплообмінниками, система автоматичного скидання тиску, 2 кінцевих бака-аккумулятора кінцевого поглинача тепла). Для спрощення аналізу всі контури ПЦ пасивної СБ моделюються однією системою з еквівалентними конструкційно-технічними параметрами.

2. Моделюється аварія з течами в гермооб'ємі трубопроводів ПЦ пасивної СБ, що підводять до модуля (максимально до повного відриву трубопроводів).

3. Теплогідродинамічна модель SMR консервативно базується на осереднених за об'ємом теплогідродинамічних параметрах.

4. У процесі аварії ПГ ізольовані по 2-му контуру.

5. Консервативно приймається відмова інжекторного насоса у ПЦ пасивної СБ.

З урахуванням прийнятих допущень і положень рівняння балансу маси, імпульсу та енергії в активній зоні SMR в аварійному режимі:

$$V_R \frac{d\rho_R}{dt} = V_{SS} - \rho_R v_R F_R - G_L, \quad (1)$$

$$V_R \frac{d\rho_R v_R}{dt} = (\rho_{SS} - \rho_R) H_{SS} F_R g - \xi_R F_R \rho_R v_R^2, \quad (2)$$

$$V_R \frac{d\rho_R i_R}{dt} = \alpha F_{TR} (T_{ob} - T_R) - \rho_R v_R F_R i_R + (G_{SS} - G_L) i_{SS}. \quad (3)$$

Рівняння теплового балансу в твелах активної зони:

$$C_{ob} M_{ob} \frac{dT_{ob}}{dt} = R_T^{-1} F_{TR} (T_F - T_{ob}) - \alpha F_{TR} (T_{ob} - T_R), \quad (4)$$

$$C_F M_F \frac{dT_F}{dt} = N - R_T^{-1} F_{TR} (T_F - T_{ob}). \quad (5)$$

Рівняння руху в контурі ПЦ пасивної СБ та в течу:

$$(\rho_{SS} - \rho_R) H_{SS} g = \xi_{SS} \frac{H_{SS}^2}{\rho_{SS} F_{SS}^2}, \quad (6)$$

$$G_L = \xi_L^{-1} F_L \sqrt{\rho_{SS} (P_R - P_0 + \rho_{SS} H_{SS} g)}. \quad (7)$$

Умови ядерної та вибухобезпеки:

$$T_F < T_{Fm}, \quad (8)$$

$$T_{ob} < T_{obm}, \quad (9)$$

де  $V_R$  – об'єм теплоносія в активній зоні;  $\rho_R(\varphi)$ ,  $\rho_{SS}$  – щільність теплоносія в активній зоні та ПЦ пасивної СБ;  $t$  – час;  $v_R$ ,  $i_R(\varphi)$  – середньомасові швидкість та питома ентальпія теплоносія в активній зоні;  $\varphi$  – параметр паровмісту;  $G_{SS}$ ,  $G_L$  – масова витрата в ПЦ пасивної СБ та в течу;  $F_R$ ,  $F_{TR}$  – площа прохідного перетину теплоносія та теплообмінної поверхні в активній зоні;  $i_{SS}$  – питома ентальпія теплоносія в ПЦ пасивної СБ;  $H_{SS}$  – висота ПЦ пасивної СБ;  $\xi_R$ ,  $\xi_{SS}$  – сумарний параметр (коефіцієнт) гідравлічного опору активної зони та ПЦ пасивної СБ;  $g$  – прискорення сили тяжіння;  $C_{ob}$ ,  $C_F$  – питома теплоємність оболонки та ядерного палива твелів;  $M_{ob}$ ,  $M_F$  – сумарна маса оболонок та ядерного палива твелів;  $T_{ob}$ ,  $T_F$  – максимальна температура оболонок та ядерного палива твелів;  $T_{obm}$ ,  $T_{Fm}$  – гранично допустима температура оболонок та ядерного палива твелів;  $R_T$  – параметр (коефіцієнт) термічного опору твела [10];  $\alpha$  – параметр (коефіцієнт) теплообміну на поверхні твела;  $N(t)$  – сумарна потужність енерговиділення в активній зоні [10].

Після перетворення рівнянь (1) – (7) з урахуванням

$$\frac{d\rho_R}{dt} = \frac{\partial \rho_R}{\partial P_R} \frac{dP_R}{dt} + \frac{\partial \rho_R}{\partial T_R} \frac{dT_R}{dt}; \frac{di_R}{dt} = \frac{\partial i_R}{\partial P_R} \frac{dP_R}{dt} + \frac{\partial i_R}{\partial T_R} \frac{dT_R}{dt}$$

отримаємо систему нелінійних диференційних рівнянь 1-го порядку:

$$\frac{dP_R}{dt} = f_P[P_R, v_R, T_R, T_{ob}, T_F], \quad (10)$$

$$\frac{dv_R}{dt} = f_1[P_R, v_R, T_R, T_{ob}, T_F], \quad (11)$$

$$\frac{di_R}{dt} = f_2[P_R, v_R, T_R, T_{ob}, T_F], \quad (12)$$

$$\frac{dT_{ob}}{dt} = f_3[P_R, v_R, T_R, T_{ob}, T_F], \quad (13)$$

$$\frac{dT_F}{dt} = f_4[P_R, v_R, T_R, T_{ob}, T_F] \quad (14)$$

при початкових умовах  $v_R(t=0) = v_{R0}$ ;  $i_R(t=0) = i_{R0}$ ;  $T_{ob}(t=0) = T_{ob0}$ ;  $T_F(t=0) = T_{F0}$ ;  $N(t=0) = N_0$  (15)

Умова повного осушення модуля та ПЦ пасивної СБ:

$$M_0 - \int_0^{t_A} G_L dt = 0, \quad (16)$$

де  $M_0$  – повна вихідна на момент початку аварії маса теплоносія в модулі та ПЦ пасивної СБ;

$t_A$  – момент часу повного осушення модуля та ПЦ пасивної СБ.

Інтегрування системи рівнянь (10) – (16) може бути здійснено методом Рунге – Кутта.

Внаслідок невизначеності окремих конструкційно-технічних параметрів SMR було проведено варіаційні розрахунки для забезпечення консервативності щодо умов безпеки результатів кваліфікації, які дозволяють сформулювати наступні попередні висновки.

1. За умов сумарних відносних розмірів теч контурів циркуляції  $F_L/F_{SS} > 0,05$  час порушення умов

безпеки менше 24 годин; а при повному відриві підвідних трубопроводів – не більше 2 годин.

2. Основна причина порушення умов безпеки – втрати теплоносія в реакторному контурі що не компенсуються та осушення активної зони реактора.

3. Результати попередньої кваліфікації визначають необхідність модернізацій систем діагностики теч у контурах циркуляції та ізоляції аварійних ділянок з течами.

4. Результати попередньої кваліфікації повинно вточнити на основі повністю адекватних натурним умовам конструкційно-технічних даних.

#### **Висновки**

1. Модульні реактори малої потужності є перспективним напрямком підвищення безпеки ядерної енергетики, тому що управління аваріями в модульних реакторах здійснюється тільки пасивними СБ (без електронасосів).

2. Критичними для безпеки модульних реакторів є аварії з порушенням герметичності контурів природної циркуляції пасивних СБ.

3. Основні обмеження застосування традиційних підходів моделювання аварій детерміністськими кодами для кваліфікації надійності та працездатності пасивних СБ модульних реакторів пов'язані з можливістю виникнення негативних ефектів «різниці кодів» і «різниці користувачів кодами», а також необгрунтованістю результатів верифікації/валідації кодів.

4. Розроблено оригінальний метод кваліфікації на забезпечення умов безпеки пасивних СБ модульного реактора малої потужності Westinghouse (SMR) в умовах аварій з порушенням герметичності контурів природної циркуляції. Прийняті в розробленому методі допущення забезпечують консервативність результатів кваліфікації.

5. На основі попередньої розрахункової кваліфікації контурів природної циркуляції пасивних СБ SMR встановлено, що для відносних розмірів теч, більших за 5 % від прохідного перетину трубопроводів, може відбуватися порушення умов безпеки та осушення активної зони менш ніж через 24 години з початку аварії.

6. Необхідною є модернізація SMR щодо систем діагностики теч контурів природної циркуляції пасивних СБ та ізоляції пошкоджених ділянок контурів.

#### **Список використаних джерел**

1. ADVANCES IN SMALL MODULAR REACTOR TECHNOLOGY DEVELOPMENTS. 2020

Edition A Supplement to: IAEA Advanced Reactors Information System (ARIS) .

[https://aris.iaea.org/Publications/SMR\\_Book\\_2020.pdf/](https://aris.iaea.org/Publications/SMR_Book_2020.pdf/)

2. Handbook of Small Modular Nuclear Reactors / Second Ed. by D. Ingersoll, M. Carelli. Elsevier: Woodhead Publishing Series in Energy, 2020. 646 p.

3. Ilyas M., Aydogan F. Steam generator performance improvements for integral small modular reactors. Nuclear Engineering and Technology. 2017. V. 49, Iss. 8. P. 1669 – 1679.

4. Fuelling the Westinghouse SMR. Nuclear Engineering International. 24 October 2013. <https://www.neimagazine.com/features/featurefueling-the-westinghouse-smr/>

5. Ferroni P. Westinghouse's main thermal-hydraulic facilities and testing. NSUF/GAIN Thermal-hydraulics workshop (13 July 2017) WAAP-10487. Westinghouse Electric Company, 2017.

6. Smith M. C., Wright R. F. Westinghouse Small Modular Reactor passive safety system response to postulated events. ICAPP '12: Proc. of the 2012 International Congress on Advances in Nuclear Power Plants (Chicago, United States, 24 – 28 Jun 2012). American Nuclear Society, 2012. P. 1001 – 1006.

7. Considering the Application of a Graded Approach, Defence-in-Depth and Emergency Planning Zone Size for Small Modular Reactors: Pilot Project Report. SMR Regulators' Forum (January 2018).

8. IAEA International Fact Finding Expert Mission of the Fukushima Dai-Ichi NPP Accident Following the Great East Japan Earthquake and Tsunami: IAEA Mission Report. IAEA, 2011. 160 p.

9. Архангельський К. Л., Михасюк С.Р. Аналіз недоліків проекту АЕС «Fukushima-Dai-Ichi» за наслідками важкої аварії в світлі подальшого посилення безпеки АЕС України. Ядерна та радіаційна безпека. 2011. № 3(51). С. 9 – 14.

10. The Accident at TEPCO's Fukushima Nuclear Power Stations: Report of the Japanese Government to the IAEA Ministerial Conference on Nuclear Safety. Government of Japan, Nuclear Emergency Response Headquarters, 2011. <http://www.iaea.org/newscenter/focus/fukushima/japan-report>

11. Комплекс методов переоценки безопасности атомной энергетики Украины с учетом уроков экологических катастроф в Чернобыле и Фукусиме / Под ред. В. И. Скалозубова. Одесса: Астропринт, 2013. 242 с.

12. Skalozubov V., Kozlov I., Chulkin O., Komarov Yu., Piontkovskyi O. Analysis of reliability-critical hydraulic impact conditions at WWER-1000 NPP active safety systems. Nuclear & Radiation Safety. 2019. No. 1(81). P. 42 – 45.

13. 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 & Radiation Safety. 2019. No. 2(82). P. 46 – 49.

V. Skalozubov<sup>1</sup>, Dr. Sc. (Eng.), Prof., ORCID 0000-0003-2361-223X

Y. Pysmenny<sup>2</sup>, Dr. Sc. (Eng.), Prof., ORCID 0000-0001-6403-6596

V. Kondratyuk<sup>2</sup>, Cand. Sc. (Eng.), Assoc. Prof., ORCID 0000-0001-5035-311X

S.Kosenko<sup>1</sup>, Cand. Sc. (Eng.), Assoc. Prof., ORCID 0000-0002-7082-5644

V.Konshin<sup>2</sup> Cand. Sc. (Eng.), Assoc. Prof., ORCID 0000-0003-2591-3589

<sup>1</sup> Interagency Center for Fundamental Scientific Research in Energy and Ecology Sector of National Academy of Sciences of Ukraine, Odessa Polytechnic and Ministry of Ecology and Natural Resources of Ukraine

<sup>2</sup>National Technical University of Ukraine "Igor Sikorsky Kyiv Polytechnic Institute"

## METHOD OF QUALIFICATION OF PASSIVE SAFETY SYSTEMS OF MODULAR NUCLEAR REACTORS WITH CIRCULATION CIRCUIT FLOWS

*Low-power modular reactors are a promising direction for increasing the safety of nuclear power, because accident management in modular reactors is carried out only by passive safety systems (without electric pumps). Critical for the safety of modular reactors are accidents with a violation of the tightness of the natural circulation circuits of passive safety systems. The main limitations of using traditional accident modeling approaches with deterministic codes to qualify the reliability and operability of passive safety systems of modular reactors are related to the possibility of negative effects of "code differences" and "code user differences", as well as the unfoundedness of code verification/validation results. An original qualification method has been developed to ensure the safety conditions of the passive safety systems of the Westinghouse low-power modular reactor (SMR) in the event of accidents with a violation of the tightness of the natural circulation circuits. The assumptions adopted in the developed method ensure the conservatism of qualification results. Based on the preliminary calculation qualification of the natural circulation circuits of the SMR passive safety systems, it was established that for the relative sizes of the leaks, greater than 5% of the pipeline cross-section, a violation of safety conditions and drainage of the active zone may occur less than 24 hours after the start of the accident. It is necessary to modernize the SMR with regard to systems for diagnosing leaks in natural circulation circuits of passive safety systems and isolating damaged sections of circuits.*

**Key words:** *qualification, safety system, modular nuclear reactor*

1. ADVANCES IN SMALL MODULAR REACTOR TECHNOLOGY DEVELOPMENTS. 2020 Edition A Supplement to: IAEA Advanced Reactors Information System (ARIS) .  
[https://aris.iaea.org/Publications/SMR\\_Book\\_2020.pdf](https://aris.iaea.org/Publications/SMR_Book_2020.pdf)

2. Handbook of Small Modular Nuclear Reactors / Second Ed. by D. Ingersoll, M. Carelli. Elsevier: Woodhead Publishing Series in Energy, 2020. 646 p.

3. Ilyas M., Aydogan F. Steam generator performance improvements for integral small modular reactors. Nuclear Engineering and Technology. 2017. V. 49, Iss. 8. P. 1669 – 1679.

4. Fuelling the Westinghouse SMR. Nuclear Engineering International. 24 October 2013.  
<https://www.neimagazine.com/features/featurefueling-the-westinghouse-smr/>

5. Ferroni P. Westinghouse's main thermal-hydraulic facilities and testing. NSUF/GAIN Thermal-hydraulics workshop (13 July 2017) WAAP-10487. Westinghouse Electric Company, 2017.

6. Smith M. C., Wright R. F. Westinghouse Small Modular Reactor passive safety system response to postulated events. ICAPP '12: Proc. of the 2012 International Congress on Advances in Nuclear Power Plants (Chicago, United States, 24 – 28 Jun 2012). American Nuclear Society, 2012. P. 1001 – 1006.

7. Considering the Application of a Graded Approach, Defence-in-Depth and Emergency Planning Zone Size for Small Modular Reactors: Pilot Project Report. SMR Regulators' Forum (January 2018).

8. IAEA International Fact Finding Expert Mission of the Fukushima Dai-Ichi NPP Accident Following the Great East Japan Earthquake and Tsunami: IAEA Mission Report. IAEA, 2011. 160 p.

9. Arkhangelskiy K.L., Mykhasiuk S.R. Analysis of the shortcomings of the Fukushima-Dai-Ichi NPP project following the consequences of a serious accident in the light of further strengthening of the safety of Ukraine's NPPs. Nuclear & Radiation Safety . 2011. № 3(51). P. 9 – 14.

10. The Accident at TEPCO's Fukushima Nuclear Power Stations: Report of the Japanese Government to the IAEA Ministerial Conference on Nuclear Safety. Government of Japan, Nuclear Emergency Response Headquarters, 2011. <http://www.iaea.org/newscenter/focus/fukushima/japan-report>

11. The complex of methods of reassessment of the safety of atomic energy of Ukraine taking into account the lessons of environmental disasters in Chernobyl and Fukushima / Ed. V. I. Skalozubova. Odessa: Astroprint, 2013. 242 p.

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 & Radiation Safety. 2019. No. 1(81). P. 42 – 45.

13 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 & Radiation Safety. 2019. No. 2(82). P. 46 – 49.

Надійшла 19.01.2023

Received 19.01.2023