

В. І. Скалозубов, О. А. Дорож, Д. С. Бундєв, О. С. Сухомлінов, С. С. Прокоф'єв

Національний університет «Одеська політехніка», просп. Шевченка, 1, Одеса, 65044, Україна

Питання безпеки та управління аваріями в малих модульних реакторах SMR-160 в умовах теплогідродинамічної нестійкості

Ключові слова:

безпека,
малі модульні реактори,
управління аваріями

Для об'єктивної оцінки безпеки малих модульних реакторів (ММР) з контуром природної циркуляції пасивних систем безпеки встановлено необхідність враховувати можливість виникнення умов міжконтурної теплогідродинамічної нестійкості (ТГН), яка супроводжується високоамплітудними коливаннями рівня та тиску в активній зоні реактора. Розроблено новий метод визначення критеріїв та умов виникнення ТГН в умовах аварій з міжконтурними течами в модульному реакторі SMR-160, заснований на моделюванні впливу флуктуаційних відхилень визначальних гідродинамічних параметрів на умови міжконтурної ТГН. У загальних випадках за умови міжконтурної ТГН обґрунтовано необхідність додаткових дій оперативного персоналу для управління аваріями в SMR-160. З урахуванням можливих ненавмисних помилкових дій персоналу рівень безпеки модульних реакторів SMR-160 може бути значно нижче проектних оцінок, тому доведено необхідність кваліфікації та запровадження модернізованих стратегій управління аваріями в умовах міжконтурної ТГН пасивних систем безпеки модульних реакторів SMR-160.

Вступ

Автоматизоване управління аваріями в малих модульних ядерних реакторах (ММР) малої потужності тільки пасивними системами безпеки (без застосування електронасосів) дає змогу передбачити підвищену безпеку таких реакторів. За проектними термінами частота виникнення важких (ядерних аварій) з пошкодженням активної зони для більшості типів ММР становить близько $10^{-6} \dots 10^{-7}$ 1/рік, що відповідає новому поколінню безпеки реакторів (3+).

Але уроки аварій на АЕС «Три-Майл-Айленд» (1979 р.), Чорнобильській АЕС (1986 р.), АЕС «Фукусіма» (2011 р.) та багаторічний досвід експлуатації ядерних енергоустановок дали змогу встановити окремі обмеження прийнятності ймовірнісних методів оцінки безпеки. Тому пріоритетне значення сьогодні

отримали детерміністські методи аналізу рівня безпеки та обґрунтування ефективних стратегій управління аваріями [1, 4].

Одним з таких питань для ММР є визначення умов виникнення теплогідродинамічної нестійкості (ТГН) у контурах природної циркуляції (ПЦ) пасивних систем безпеки (ПСБ). Наслідками ТГН у реакторі можуть бути високоамплітудні коливання рівня теплоносія в активній зоні, порушення умов теплообміну та критеріїв прийнятності/безпеки, термічні та гідродинамічні «удари» на конструкції та інші негативні ефекти.

У цій роботі на прикладі ММР SMR-160 запропоновано детерміністський метод визначення умов виникнення ТГН в ПСБ з контурами ПЦ для обґрунтування більш ефективних стратегій управління аваріями та рівня безпеки.

Аналіз літературних джерел

Питанням аналізу безпеки ММР присвячено багато робіт [1–12 та ін.]. Зокрема, для більшості ММР були розглянуті такі групи вихідних подій (ВП) проєктних аварій:

1) збільшення тепловідведення через 2-й контур (зменшення температури живильної води, збільшення витрати живильної води та пари, ненавмисне відкриття ізолювальних клапанів та тощо);

2) зменшення тепловідведення через 2-й контур (знеструмлення енергоблоку, відмова турбіни, втрата вакууму в конденсаторах турбоустановок, витрати живильної води та ін.);

3) зміна реактивності (неконтрольований викид регулюючих стрижнів, ненавмисне зниження концентрації бору та ін.);

4) зміни об'єму теплоносія в 1-му контурі (неефективна робота систем контролю, ненавмисне відкриття ізолювального клапана реактора, розрив теплообмінної трубки парогенератора (ТОТ ПГ), течі в трубопроводах, ненавмисне спрацювання системи аварійного розхолодження активної зони та ін.);

5) аварійні події з перевантаженням ядерного палива та ін.

Як проєктні аварії були аналізовані відмови на спрацювання аварійного захисту реактора (ATWS) та пошкодження активної зони реактора.

Але вихідні події аварій в умовах міжканальної ТГН контурів ПЦ ПСБ ММР вивчені недостатньо.

Питання моделювання умов різних видів ТГН у системах енергообладнання розглядалися у роботах [13–15]:

високоамплітудна (термоакустична) ТГН у двофазних нерівноважних потоках;

низькочастотна ТГН у парогенеруючих та конденсуючих каналах;

низькочастотна гідродинамічна нестійкість у перехідних режимах пуску насосів;

аперіодична (імпульсна) ТГН у трансзвукових режимах протікань, у разі термо- та гідродинамічних «ударів» та ін.

Але питання моделювання умов міжканальної ТГН у контурах ПЦ ПСБ ММР також вивчені недостатньо, що визначає мету та завдання цієї роботи.

Критерії та умови ТГН SMR-160 в умовах аварій з міжконтурними течами

Управління аваріями в модульному реакторі SMR-160 здійснюється такими ПСБ з контурами ПЦ:

система підживлення та розхолодження за 1-м контуром (СПР 1);

система підживлення та розхолодження за 2-м контуром (СПР 2);

система пасивного підживлення активної зони за низького тиску (СППАЗ).

Основні «уставки» автоматичного включення ПСБ з ПЦ:

зниження рівня теплоносія в реакторі менше критичного рівня;

підвищення тиску в ПГ за 2-м контуром більше критичного значення.

Основні положення та припущення

1. Моделюється вихідна аварійна подія — міжконтурна течя по ПГ зі збільшенням тиску в ПГ та зниженням рівня теплоносія в реакторі (ВП RG).

2. У загальному випадку передбачається, що в умовах аварій ВП RG відбувається автоматичне включення всіх контурів ПЦ ПСБ з можливими течами (рис. 1).

3. Моделюється вплив випадкових (флуктуаційних) відхилень теплогідродинамічних параметрів у встановленому (рівноважному) стані на критерії та умови міжконтурної ТГН в активній зоні реактора [13–15]:

$$K_s = \frac{\Delta P}{\Delta M} > 0, \quad (1)$$

де ΔP , ΔM — одночасна зміна тиску та маси теплоносія в реакторі.

Рівняння руху та теплового балансу в контурах ПЦ ПСБ у встановленому аварійному режимі з течами L1, L2 та L3:

$$\Delta \rho_1 \cdot g \cdot H_1 = \xi_1 \cdot (G_1 + G_3 - G_{L1} - G_{L2})^2 / \quad (2)$$

$$/ (\rho_1 \cdot F_1^2) = \Delta P_1(\xi_1),$$

$$\Delta \rho_2 \cdot g \cdot H_2 = \xi_2 \cdot (G_2 + G_{L2} - G_{L3})^2 / \quad (3)$$

$$/ (\rho_2 \cdot F_2^2) = \Delta P_2(\xi_2),$$

$$\Delta \rho_3 \cdot g \cdot H_3 = \xi_3 \cdot (G_3 - G_{L2})^2 / (\rho_3 \cdot F_3^2), \quad (4)$$

$$(G_1 + G_3 - G_{L1} - G_{L2}) \cdot \Delta i_R = N - Q_g - Q_{k1} + G_{L1} \cdot i_g + (G_1 - G_{L2}) \cdot i_1 + G_3 \cdot i_3, \quad (5)$$

$$(G_2 + G_{L1} - G_{L3}) \cdot \Delta i_g = Q_g - Q_{k2} - G_{L1} \cdot i_g - G_{L3} \cdot i_2, \quad (6)$$

де $\Delta\rho_1, \Delta\rho_2, \Delta\rho_3$ – різниця середньої густини середовища в підйомних та опускних ділянках контурів ПЦ СПР 1, СПР 2, СППАЗ; g – прискорення сили тяжіння; H_1, H_2, H_3 – загальна висота СПР 1, СПР 2 та СППАЗ; ξ_1, ξ_2, ξ_3 – параметри сумарного гідравлічного опору СПР 1, СПР 2 та СППАЗ; G_1, G_2, G_3 – масові витрати в СПР 1, СПР 2, СППАЗ; ρ_1, ρ_2, ρ_3 – густина середовища в опускних ділянках СПР 1, СПР 2 та СППАЗ; F_1, F_2, F_3 – максимальні площі прохідного перерізу в опускних ділянках СПР 1, СПР 2 та СППАЗ; $\Delta i_R, \Delta i_g$ – перепад питомих ентальпій у реакторі та ПГ; N – потужність тепловиділень в активній зоні; Q_g, Q_{k1}, Q_{k2} – інтегральні теплові потоки між реактором та ПГ, у теплообмінниках СПР1 та СПР 2; i_g, i_1, i_2, i_3 – питомі ентальпії на виході з ПГ, СПР1, СПР 2 та СППАЗ.

Масові витрати в течах:

$$G_{L2} = \mu_{L2} \cdot F_{L2} \cdot \sqrt{\rho_1 (P_R - P_0)}, \quad (8)$$

$$G_{L3} = \mu_{L3} \cdot F_{L3} \cdot \sqrt{\rho_3 (P_g - P_0)}, \quad (9)$$

де $\mu_{L1}, \mu_{L2}, \mu_{L3}$ – гідравлічні параметри витрати в течі; F_{L1}, F_{L2}, F_{L3} – еквівалентні площі прохідного перерізу течі; P_R, P_g, P_0 – тиск у реакторі, ПГ та в гермооб'ємі.

У форматі флуктуаційних відхилень визначальних параметрів умов міжконтурної ТГН:

$$\delta \vec{y} \ll \vec{y}_0,$$

$$\vec{y} = \text{col} \{P_R, P_g, G_1, G_2, G_3\}. \quad (10)$$

Після лінеаризації рівнянь (2)–(10) отримаємо систему рівнянь:

$$K_1(\vec{y}_0) \cdot \delta P_R + K_2(\vec{y}_0) \cdot \delta P_g + K_3(\vec{y}_0) \cdot \delta G_1 + K_4(\vec{y}_0) \cdot \delta G_2 + K_5(\vec{y}_0) \cdot \delta G_3 = 0, \quad (11)$$

$$K_6(\vec{y}_0) \cdot \delta P_R + K_7(\vec{y}_0) \cdot \delta P_g + K_8(\vec{y}_0) \cdot \delta G_1 + K_9(\vec{y}_0) \cdot \delta G_2 + K_{10}(\vec{y}_0) \cdot \delta G_3 = 0, \quad (12)$$

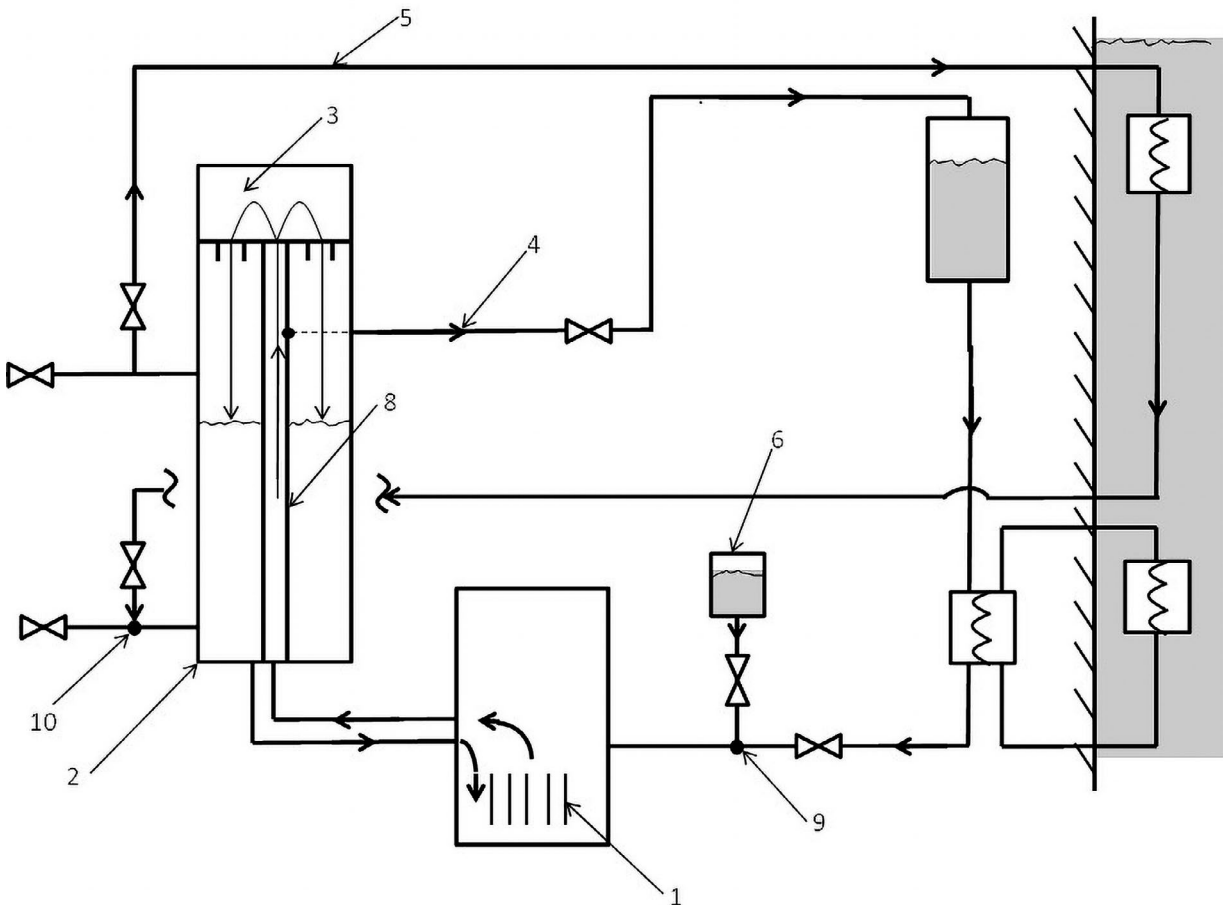


Рис. 1. Схема контурів ПЦ SMR-160 [2]: 1 – активна зона реактора; 2 – ПГ; 3 – компенсатор тиску; 4 – СПР 1; 5 – СПР 2; 6 – СППАЗ; 7 – захисна оболонка; 8 – міжконтурна теча за ПГ (L1); 9 – міжконтурна теча в СПР 1 – СППАЗ (L2); 10 – теча в СПР 2 (L3)

$$K_{11}(\bar{y}_o) \cdot \delta P_R + K_{12}(\bar{y}_o) \cdot \delta P_g + K_{13}(\bar{y}_o) \cdot \delta G_1 + K_{14}(\bar{y}_o) \cdot \delta G_2 + K_{15}(\bar{y}_o) \cdot \delta G_3 = 0, \quad (13)$$

$$K_{16}(\bar{y}_o) \cdot \delta P_R + K_{17}(\bar{y}_o) \cdot \delta P_g + K_{18}(\bar{y}_o) \cdot \delta G_1 + K_{19}(\bar{y}_o) \cdot \delta G_2 + K_{20}(\bar{y}_o) \cdot \delta G_3 = 0, \quad (14)$$

$$K_{21}(\bar{y}_o) \cdot \delta P_R + K_{22}(\bar{y}_o) \cdot \delta P_g + K_{23}(\bar{y}_o) \cdot \delta G_1 + K_{24}(\bar{y}_o) \cdot \delta G_2 + K_{25}(\bar{y}_o) \cdot \delta G_3 = 0, \quad (15)$$

де $\bar{y}_o$ – визначальні параметри умов міжконтурної ТГН (7) у встановленому режимі.

Після перетворень рівнянь (11)–(15) отримаємо критерій та умови ТГН в активній зоні реактора:

$$K_s(K_1, \dots, K_{25}, F_{L1}, F_{L2}, F_{L3}) = \frac{\delta P_R}{\delta G_1} > 0. \quad (16)$$

Таким чином, при ВП RG у загальному випадку необхідні додаткові дії оперативного персоналу з управління аварійного забезпечення умов міжконтурної теплогідродинамічної стійкості (ТГС):

$$K_s(K_1, \dots, K_{25}, F_{L1}, F_{L2}, F_{L3}) < 0. \quad (17)$$

Аналіз управління аваріями ВП RG в умовах ТГН

Приклади можливих сценаріїв умов ТГС/ТГН в SMR-160 в окремому випадку флуктуаційного збільшення тиску в реакторі ($\uparrow \delta P_R$) представлені на рис. 2. Наслідком збільшення δP_R може бути збільшення витрат в течах L1, L2, L3 ($\uparrow \delta G_{L1}$, $\uparrow \delta G_{L2}$, $\uparrow \delta G_{L3}$); які, з одного боку, збільшують напори в підйомних ділянках контурів ПЦ ($\uparrow \Delta \rho_1$, $\uparrow \Delta \rho_2$), а з іншого боку – збільшують втрати тиску на гідравлічний опір в опускних ділянках ПЦ ($\uparrow \Delta \rho_3$).

Перший з указаних ефектів ($\uparrow \Delta \rho$) визначає відносне збільшення витрати в активній зоні ($\uparrow \delta G_1$), а другий ефект ($\uparrow \Delta P$) – відносне зниження ($\downarrow \delta G_2$).

Таким чином, умови ТГС/ТГН визначаються переважанням вказаних ефектів на сумарну зміну δG_1 (див. рис. 2) та залежать від: конструкційно-технічних параметрів контурів ПЦ; термодинамічного стану теплоносія/охолоджувача; умов тепло- і масообміну в реакторі, ПГ та теплообмінниках СПР1, СПР2; розмірів теч.

У проектах SMR-160 передбачені автоматичні режими спрацювання ПСБ та управління аваріями. У випадку виникнення негативних наслідків ТГН (наприклад, високоамплітудні коливання рівня те-

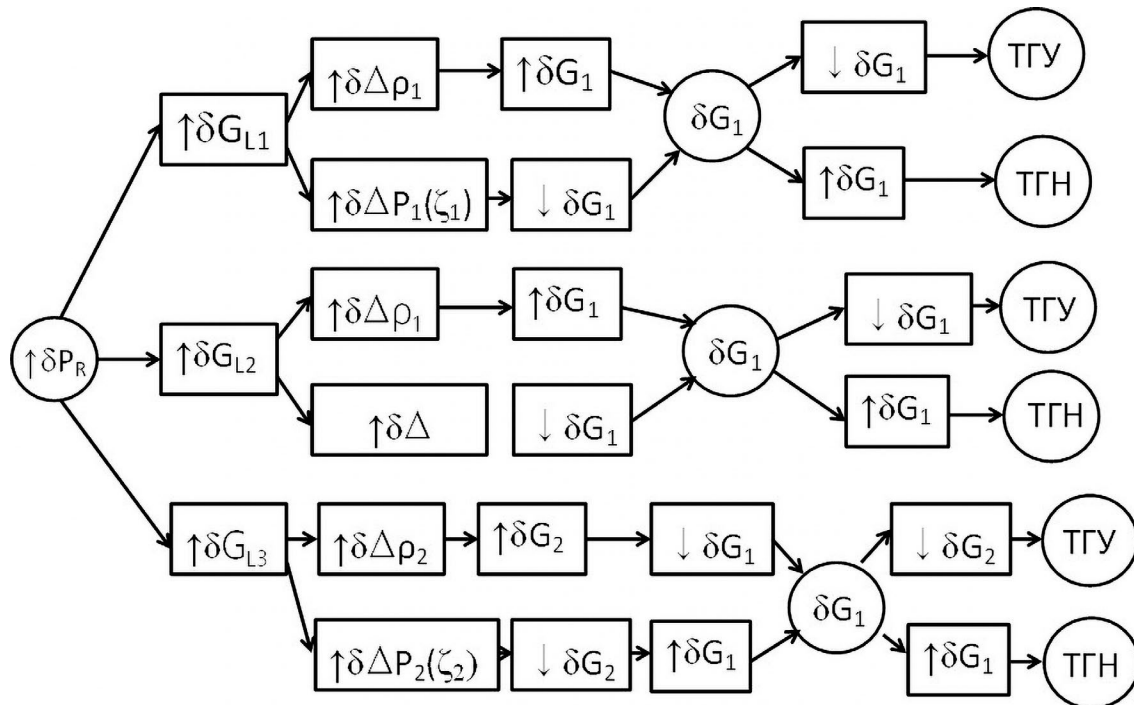


Рис. 2. Можливі сценарії умов ТГС/ТГН ВП RG в SMR-160

плоносія в реакторі) необхідно обґрунтувати та запровадити ефективні стратегії управління аваріями при міжконтурній ТГН.

Висновки

1. Для об'єктивної оцінки безпеки ММР з контуром природньої циркуляції пасивних систем безпеки необхідно враховувати можливість виникнення умов міжконтурної теплогідродинамічної нестійкості, яка супроводжується високоамплітудними коливаннями рівня та тиску в активній зоні реактора.

2. Запропонований метод визначення критеріїв та умов виникнення ТГН в умовах аварій з міжконтурними течами в модульному реакторі SMR-160 заснований на моделюванні впливу флуктуаційних відхилень визначальних гідродинамічних параметрів на умови міжконтурної ТГН. У загальному випадку за умови міжконтурної ТГН необхідні додаткові дії оперативного персоналу для управління аваріями в SMR-160.

3. З урахуванням можливих ненавмисних помилкових дій персоналу рівень безпеки модульних реакторів SMR-160 може бути значно нижче проєктних оцінок. Доцільний і в подальшому розвиток обґрунтування та запровадження ефективних стратегій управління аваріями в умовах міжконтурної ТГН пасивних систем безпеки модульних реакторів SMR-160.

Список використаної літератури

1. Kaiser J. C. Empirical risk analysis of severe reactor accidents in nuclear power plants after Fukushima / Jan Christian Kaiser // *Science and Technology of Nuclear Installation*. – 2012. – doi.org/10.1155/2014/469890.
2. Advances in small modular reactor technology developments. A Supplement to: IAEA Advanced Reactors Information System (ARIS). 2020 Edition. – Vienna : IAEA, 2020. – 343 p. – Available at: https://aris.iaea.org/Publications/SMR_Book_2020.pdf.
3. Small Modular Reactor: Challenges and Opportunities. NEA No. 7560. – OECD, 2021. – 52 p.
4. Technology roadmap for small modular reactor deployment. IAEA Nuclear Energy Series. NR-T-1.18. – Vienna : IAEA, 2021. – 109 p.
5. Атомные станции малой мощности: новое направление развития энергетики. Т. 2 / под ред. акад. РАН А. А. Саркисова. – Москва : Академ-Принт, 2015. – 387 с.
6. STD-ES-03-40. International reactor innovative and secure. Final technical progress report. Westinghouse Electric Company, LLC, 2003.
7. Ingersoll D. T. NuScale Small Modular Reactor for Co-generation of electricity and water / D. T. Ingersoll, Z. J. Houghton, R. Bromm, C. Desportes // *Desalination*. – 2014. – Vol. 340. – doi.org/10.1016/j.desal.2014.02.023.
8. NuScale Final Safety Analysis Report. NuScale Standard Plant Design Certification Application. Chapter 5. Reactor Coolant System and Connecting Systems. Part 2. Tier 2. Revision 5. – 2020.
9. NuScale Final Safety Analysis Report. NuScale Standard Plant Design Certification Application. Chapter 18. Humans Factors Engineering. Part 2. Tier 2. Revision 5. – 2020.
10. NuScale Final Safety Analysis Report. NuScale Standard Plant Design Certification Application. Chapter 15. Transient and Accident Analyses. Part 2. Tier 2. Revision 5. – 2020.
11. NuScale Final Safety Analysis Report. NuScale Standard Plant Design Certification Application. Chapter 19. Probabilistic risk assessment and server accident. Part 2. Tier 2. Revision 5. – 2020.
12. Antonyuk N. I. Excitation of thermoacoustic oscillations in a heated channel / N. I. Antonyuk, V. A. Gerliga, V. I. Skalozubov // *Journal of Engineering Physics*. – 1990. – № 59 (4). – P. 1323-1328.
13. Modeling method of conditions for reliability critical hydraulic impacts on pumps of thermal and nuclear power plants / V. Skalozubov, D. Pirkovskiy, Yu. Komarov, I. Kozlov // *Problems of Atomic Science and Technology*. – 2017. – № 40 (4). – P. 74-79.
14. Skalozubov V. Water Hammers in transonic modes of steam-liquid flows in NPP / V. Skalozubov D. Pirkovskiy, Yu. Komarov // *Nuclear and Radiation Safety*. – 2019. – № 2 (82). – P. 43-46.
15. Skalozubov V. Analysis of Reliability Impact Conditions of WWER-1000 NPP Active Systems / V. Skalozubov, Yu. Komarov, D. Pirkovskiy // *Nuclear and Radiation Safety*. – 2019. – № 1 (81) – P. 42-45.

V. I. Skalozubov, O. A. Dorozh, D. S. Bunde, O. S. Suhomlinov, S. S. Prokofiev

Odesa National Polytechnic University, 1, Shevchenko ave, Odesa, 65044, Ukraine

Safety and Accident Management Issues in SMR-160 Small Modular Reactors Under Conditions of Thermal Hydrodynamic Instability

Accident management in small modular reactors (SMR) is carried out by natural circulation circuits of passive safety systems, which, taking into account the Fukushima accident, determines the grounds for the need to classify SMRs as nuclear power plants of a new safety generation (3+). However, for a reasoned adoption of such a decision, additional studies of the reliability of accident management by passive safety systems are necessary.

Based on the analysis of the known results of the SMR safety analysis, it was established that for an objective assessment of the safety of the specified reactors with a natural circulation circuit of passive safety systems, it is necessary to take into account the possibility of the occurrence of inter-circuit thermal hydrodynamic instability (THI), which is accompanied by high-amplitude fluctuations in the coolant level and pressure in the core of the SMR. A new method for determining the criteria and conditions for the occurrence of THI in the conditions of accidents with inter-circuit leaks in the SMR-160 small modular reactor has been developed, which is based on modeling the influence of fluctuation deviations of the determining hydrodynamic parameters on the conditions of the inter-circuit THI. Based on the results obtained, it was established that in general cases, under the condition of inter-circuit THI, additional actions of operational personnel are required to manage accidents in SMR-160. Taking into account possible unintentional erroneous actions of personnel, the safety level of SMR-160 modular reactors may be significantly lower than the design estimates. Thus, the need to qualify and implement modernized effective accident management strategies in the conditions of inter-circuit THI of passive safety systems of SMR-160 small modular reactors has been proven.

Keywords: safety, small modular reactors, accident management.

References

1. Kaiser J. C. (2012). Empirical risk analysis of severe reactor accidents in nuclear power plants after Fukushima. *Science and Technology of Nuclear Installation*. doi.org/10.1155/2014/469890.
2. *Advances in Small Modular Reactor Technology Developments*. A Supplement to: IAEA Advanced Reactors Information System (ARIS). 2020 Edition. Vienna: IAEA. Available at: https://aris.iaea.org/Publications/SMR_Book_2020.pdf.
3. NEA No. 7560. *Small Modular Reactor: Challenges and Opportunities*. OECD, 2021, 52 p.
4. IAEA (2021). *Technology Roadmap for Small Modular Reactor Deployment*. IAEA Nuclear Energy Series. NR-T-1.18. Vienna: IAEA, 109 p.
5. Sarkisov A. A. (ed.) (2015). *Atomnyye stantsii maloy moshchnosti: novoye napravleniye razvitiya energetiki* [Low-power nuclear power plants: a new direction for energy development]. Moscow: Akadem-Prynt, 387 p. (in Rus.)
6. STD-ES-03-40. *International reactor innovative and secure*. Final technical progress report. Westinghouse Electric Company, LLC, 2003.
7. Ingersoll D. T., Houghton Z. J., Bromm R., Desportes C. (2014). NuScale Small Modular Reactor for Co-generation of electricity and water. *Desalination*, vol. 340. doi.org/10.1016/j.desal.2014.02.023.
8. NuScale Final Safety Analysis Report. NuScale Standard Plant Design Certification Application. Chapter 5. Reactor Coolant System and Connecting Systems. Part 2. Tier 2. Revision 5. July 2020.
9. NuScale Final Safety Analysis Report. NuScale Standard Plant Design Certification Application. Chapter 18. Humans Factors Engineering. Part 2. Tier 2. Revision 5. July 2020.
10. NuScale Final Safety Analysis Report. NuScale Standard Plant Design Certification Application. Chapter 15. Transient and Accident Analyses. Part 2. Tier 2. Revision 5. July 2020.
11. NuScale Final Safety Analysis Report. NuScale Standard Plant Design Certification Application. Chapter 19. Probabilistic risk assessment and server accident. Part 2. Tier 2. Revision 5. July 2020.
12. Antonyuk N. I., Gerliga V. A., Skalozubov V. I. (1990). Excitation of thermoacoustic oscillations in a heated channel. *Journal of Engineering Physics*, vol. 59 (4), pp. 1323–1328.
13. Skalozubov V., Pirkovskiy D., Komarov Yu., Kozlov I. (2017). Modeling method of conditions for reliability critical hydraulic impacts on pumps of thermal and nuclear power plants. *Problems of Atomic Science and Technology*, vol. 40 (4), pp. 74–79.
14. Skalozubov V., Pirkovskiy D., Komarov Yu. (2019). Water Hammers in transonic modes of steam-liquid flows in NPP. *Nuclear and Radiation Safety*, vol. 2 (82), pp. 43–46.
15. Skalozubov V., Komarov Yu., Pirkovskiy D. (2019). Analysis of Reliability Impact Conditions of WWER-1000 NPP Active Systems. *Nuclear and Radiation Safety*, vol. 1 (81), pp. 42–45.

Надійшла / Received 18.07.2024

Рекомендована до друку / Accepted 24.12.2024