

В. І. Скалозубов¹, В. А. Кондратюк², О. А. Дорож³, В. І. Філатов²

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

² Національний технічний університет України «Київський політехнічний інститут імені Ігоря Сікорського», просп. Берестейський, 37, Київ, 03056, Україна

³ Навчально-науковий інститут енергетики «Одеської політехніки» та Мінекології України, просп. Шевченка, 1, Одеса, 65044, Україна

Порівняльний метод кваліфікації систем безпеки ядерних енергоустановок з ВВЕР-1000 та АР1000

Ключові слова:

безпека,
метод кваліфікації ядерних
енергоустановок

Розроблено детерміністський метод аналізу умов безпеки ядерних енергоустановок різних типів. Метод оснований на співставленні забезпечення необхідних функцій безпеки критичними (мінімально допустимими) конфігураціями систем безпеки для управління аваріями. На основі розробленого методу визначено критерії та умови безпечної експлуатації (наприклад, критерій безпеки — максимальна температура оболонки твела; умова безпеки — неперевищення максимальної проектної межі пошкодження твела (температури оболонки твела 1200 °С) ядерних енергоустановок з реакторами типу ВВЕР-1000 та АР1000 в аспектах функцій безпеки на аварійному підживленні та охолодженні активної зони реактора та парогенераторів. На основі встановлених відносних критеріїв та умов безпеки попередньо визначена необхідність додаткових модернізацій систем безпеки АР1000 для успішного забезпечення функцій безпеки з аварійного підживлення теплоносія / живильної води та охолодження активної зони реактора та парогенераторів.

Вступ

Уроки Фукусімської аварії визначають перспективність для підвищення безпеки ядерних енергоустановок (ЯЕУ) малої потужності (модульні реактори NuScale, SMR та інші) та великої потужності (АР1000), в яких управління аваріями відбувається пасивними системами безпеки (ПСБ), що є контурами природної циркуляції. За результатами імовірнісного аналізу безпеки (ІАБ), основний імовірнісний критерій безпеки (частота пошкодження активної зони — ЧПАЗ) для таких ЯЕУ складає близько 10^{-6} – 10^{-7} 1/рік, що відповідає реакторам високого рівня безпеки (3+).

Але досвід експлуатації та уроки аварій визначають необхідність «обережно» ставитися до результатів ІАБ щодо оцінки рівня безпеки ЯЕУ, зокрема, з таких причин:

1. У більшості випадків визначальні імовірнісні показники ЧПАЗ недостатньо обґрунтовані. Зокрема, імовірність виникнення вихідної аварійної події з повним тривалим знеструмленням енергоблоків (аналог події на АЕС Fukushima-Daiichi) згідно з ІАБ ЯЕУ з ВВЕР-1000 оцінювалась близько 10^{-7} 1/рік, що визначило низький пріоритет таких аварій (в тому числі й щодо відповідних протиаварійних заходів). Але після Фукусімської аварії питання управління аварійними подіями з повним тривалим знеструм-

© В. І. Скалозубов, В. А. Кондратюк, О. А. Дорож, В. І. Філатов, 2023

ленням енергоблоків стало пріоритетним для всієї світової ядерної енергетики.

2. За результатами виконаного ІАБ, ЧПАЗ усіх енергоблоків АЕС Fukushima-Daiichi відповідала встановленим імовірнісним критеріям; але аварії та руйнівні парогазові вибухи з катастрофічними екологічними наслідками попередити не вдалось.

3. Один з основних уроків Фукусімської аварії — необхідність вважати, що в практичній діяльності з детерміністського аналізу безпеки розглядається мало ймовірних аварійних подій, які мають катастрофічні екологічні наслідки.

У представлений роботі розроблено детерміністський метод аналізу відносних рівнів безпеки на прикладі серійних енергоблоків ВВЕР-1000 та АР1000.

Аналіз літературних джерел

Чисельні результати аналізу безпеки ЯЕУ з ВВЕР-1000 імовірнісними та детерміністськими методами, отримані різними розрахунковими засобами (кодами) та користувачами кодів, дозволяють зробити висновки, описані в [1–14], та інші, зокрема:

1. Достатньо обґрунтовано критичні (мінімально допустимі) конфігурації систем безпеки, які забезпечують успішне виконання необхідних функцій безпеки для управління аварійними процесами в ВВЕР-1000.

2. ПСБ ВВЕР-1000 перших поколінь рівня безпеки не забезпечують неперевищення умови безпеки за граничною допустимою температурою оболонок твелів під час аварій з повним тривалим знеструмленням енергоблоків.

Для подібних аварій критичним для забезпечення умов безпечної експлуатації є підживлення парогенератора витратою живильної води, яка відповідає номінальній витраті одного аварійного живильного електронасоса (АЖЕН).

Мета роботи

Метою статті є розробка детерміністського методу аналізу відносних рівнів безпеки на прикладі серійних енергоблоків ВВЕР-1000 та АР1000.

Матеріали дослідження

Детерміністський метод аналізу відносних умов рівнів безпеки ЯЕУ. Цей метод оснований на співставленні критичних (мінімальних) конфігурацій систем безпеки (СБ) ВВЕР-1000/320 та АР1000, необхідних для забезпечення функцій безпеки підживлення/охолодження реактора/парогенераторів (ПГ) під час управління аваріями.

Склад СБ ВВЕР-1000/320 та АР1000 із забезпечення функцій безпеки підживлення та охолодження реактора/ПГ (ФБ) наведено в таблиці.

Склад систем безпеки ВВЕР-1000/320 та АР1000 для забезпечення функцій безпеки реактора/ПГ (СБ)

№	ВВЕР-1000/320	АР1000
1	Триканальна активна система аварійного введення бору високого тиску (ТQ 13): номінальна витрата в 1-му каналі — 150 м³/год; номінальний протитиск — 11,0 МПа; температура на вході в реактор — 20...60 °С	Двоканальна пасивна система природної циркуляції (ПЦ) аварійного підживлення реактора високого тиску (ПСБ-1)
2	Чотириканальна пасивна система аварійного підживлення/охолодження реактора (гідравлічна ємність — ГЄ САОЗ)	Чотириканальна пасивна система аварійного підживлення реактора борним розчином (ПСБ-2)
3	Триканальна активна система аварійно-планового розхолодження реактора низького тиску (ТQ 12): номінальна витрата в 1-му каналі — 800 м³/год; номінальний протитиск — 2,3 МПа; температура на вході в реактор в аварійному режимі — 10...50 °С	Одноканальна пасивна система відведення остаточних тепловиділень ПЦ через басейни витримки відпрацьованого ядерного палива (БВ ВЯП) — ПСБ-3
4	Триканальна активна система аварійного підживлення чотирьох ПГ (ТХ): номінальна витрата 1-го каналу — 150 м³/год; номінальний протитиск — 8,5...9,0 МПа; температура на вході в ПГ — 10...50 °С	Двоканальна пасивна система аварійного підживлення ПЦ двох ПГ через БВ ВЯП (ПСБ-4)

В загальному випадку вихідних аварійних подій критичні (мінімальні) конфігурації СБ ФБ для ВВЕР-1000/320:

$$1/3 \text{ TQ13} + 2/4 \text{ ГЕ CAO3} + 1/3 \text{ TQ12} + 1/3 \text{ TX}. \quad (1)$$

В загальному випадку вихідних аварійних подій критичні конфігурації СБ ФБ для АР1000:

$$2/2 \text{ PSS-1} + 4/4 \text{ PSS-2} + 1/1 \text{ PSS-3} + 2/2 \text{ PSS-4}. \quad (2)$$

За ідентичності потужності остаточних тепло-виділень ВВЕР-1000/320 та АР1000 відносні умови забезпечення безпеки:

$$G_{1A} (\text{ПСБ-1}) \geq G_{1W} (1/3 \text{ TQ13}), \quad (3)$$

$$G_{2A} (\text{ПСБ-2}) \geq G_{2W} (2/4 \text{ ГЕ CAO3}), \quad (4)$$

$$G_{3A} (\text{ПСБ-3}) \geq G_{3W} (1/3 \text{ TQ12}), \quad (5)$$

$$G_{4A} (\text{ПСБ-4}) \geq G_{4W} (2/3 \text{ TX}), \quad (6)$$

$$i_{3A} (\text{ПСБ-3}) \leq i_{3W} (1/3 \text{ TQ12}), \quad (7)$$

$$i_{4A} (\text{ПСБ-4}) \leq i_{4W} (2/3 \text{ TX}), \quad (8)$$

де G — масова витрата теплоносія в СБ; i_{3A}, i_{4A} — питома ентальпія теплоносія/живильної води на вході в реактор/ПГ, цифровий індекс відповідає номеру СБ ФБ; індекси A та W вказують на відношення до АР1000 і ВВЕР-1000/320 відповідно, а цифровий індекс на відношення до ПСБ з цим номером.

Рівняння руху та теплового балансу теплоносія в контурах ПЦ ПСБ:

$$\Delta \rho_1 \cdot g \cdot H_1 = \xi_1 \cdot G_{1A}^2 / (\rho \cdot F_1^2), \quad (9)$$

$$\Delta \rho_2 \cdot g \cdot H_2 = \xi_2 \cdot G_{2A}^2 / (\rho \cdot F_2^2), \quad (10)$$

$$\Delta \rho_3 \cdot g \cdot H_3 = \xi_3 \cdot G_{3A}^2 / (\rho \cdot F_3^2), \quad (11)$$

$$\Delta \rho_4 \cdot g \cdot H_4 = \xi_4 \cdot G_{4A}^2 / (\rho \cdot F_4^2), \quad (12)$$

$$G_{3A} (i_{OR} - i_{3A}) = R_T^{-1} \cdot A_T \cdot (T_{OR} - T_b), \quad (13)$$

$$G_{4A} (i_{OG} - i_{4A}) = R_T^{-1} \cdot A_T \cdot (T_{OG} - T_b), \quad (14)$$

де $\Delta \rho$ — різниця щільностей теплоносія / живильної води ПГ в опускних та підйомних ділянках контурів ПЦ; g — прискорення сили тяжіння; ξ — сумарний параметр/коефіцієнт гідравлічного опору; F — сумарна площа прохідного перерізу трубопроводів

ПЦ ПСБ; H — висота контурів ПЦ ПСБ; A_T — сумарна площа поверхні теплообміну теплообмінників БВ ВЯП; i_{OR}, T_{OR} — питома ентальпія та температура теплоносія на виході з реактора; i_{OG}, T_{OG} — питома ентальпія та температура живильної води на виході з ПГ; R_T — параметр термічного опору теплообмінної поверхні теплообмінників БВ ВЯП; T_b — температура в БВ ВЯП; ρ — максимальна щільність теплоносія/живильної води.

Після перетворень рівнянь (9)...(14) з урахуванням (3)...(8) відносні критерії та умови забезпечення ядерної безпеки АР1000:

$$K_1 = \frac{\Delta \rho_1 \cdot g \cdot H_1 \cdot F_1^2 \cdot \rho}{\xi_1 \cdot G_{1W}^2} \geq 1, \quad (15)$$

$$K_2 = \frac{\Delta \rho_2 \cdot g \cdot H_2 \cdot F_2^2 \cdot \rho}{\xi_2 \cdot G_{2W}^2} \geq 1, \quad (16)$$

$$K_3 = \frac{\Delta \rho_3 \cdot g \cdot H_3 \cdot F_3^2 \cdot \rho}{\xi_3 \cdot G_{3W}^2} \geq 1, \quad (17)$$

$$K_4 = \frac{\Delta \rho_4 \cdot g \cdot H_4 \cdot F_4^2 \cdot \rho}{\xi_4 \cdot G_{4W}^2} \geq 1, \quad (18)$$

$$K_5 = \frac{R_T^{-1} \cdot A_T \cdot (T_{OR} - T_b)}{G_{3W} \cdot (i_{OR} - i_{3W})} \geq 1, \quad (19)$$

$$K_6 = \frac{R_T^{-1} \cdot A_T \cdot (T_{OG} - T_b)}{G_{4W} \cdot (i_{OG} - i_{4W})} \geq 1. \quad (20)$$

Аналіз відносних критеріїв та умов забезпечення ядерної безпеки

Попередні розрахункові оцінки відносних критеріїв та умов забезпечення ядерної безпеки при управлінні аваріями контурами ПЦ ПСБ АР1000 (15)...(20), отримані з урахуванням наведених у таблиці даних, показали, що необхідна висота контурів ПЦ ПСБ-1, ПСБ-3, ПСБ-4 повинна становити декілька сотень метрів.

Альтернативний підхід підвищення безпеки управління аваріями ПСБ може бути заснований на застосуванні аварійних насосів з пароприводами від ПГ. За відносно високих тисків у ПГ такі насоси можуть забезпечити необхідний рівень живильної води в ПГ у процесі аварій і, відповідно, забезпечити необхідні умови охолодження активної зони реактора.

Але це питання потребує окремого детального розгляду. Зокрема, аналогічні аварійні насоси з пароприводами від киплячих реакторів були встановлені на енергоблоках АЕС Fukushima-Daiichi, але не змогли запобігти важким наслідкам аварій у складних умовах екстремальних зовнішніх впливів. Тому до обґрунтування технічних рішень щодо аварійних насосів ПСБ з пароприводами повинні бути встановлені «жорсткі» вимоги з урахуванням уроків Фукусімської аварії.

Висновки

1. Розроблено детерміністський метод аналізу відносних критеріїв та умов безпеки ядерних енергоустановок різних типів. Метод оснований на співставленні забезпечення необхідних функцій безпеки критичними (мінімально допустимими) конфігураціями систем безпеки для управління аваріями.

2. На основі розробленого методу визначені відносні критерії та умови безпеки ядерних енергоустановок з реакторами типу ВВЕР-1000 та АР1000 в аспектах функцій безпеки на аварійному підживленні та охолодженні активної зони реактора та ПГ.

3. На основі встановлених відносних критеріїв та умов безпеки попередньо визначена необхідність додаткових модернізацій систем безпеки АР1000 для успішного забезпечення функцій безпеки з аварійного підживлення теплоносія / живильної води та охолодження активної зони реактора та ПГ.

Список використаної літератури

1. Скалозубов В. И. Основы управления запроектными авариями с потерей теплоносителя на АЭС с ВВЭР: монография // В. И. Скалозубов, А. А. Ключников, В. Н. Колыханов. — ИПБ АЭС НАН Украины, 2010. — 400 с.
2. Accident management programs in nuclear power plants: A guidebook. Technical Report Series No. 368 / International Atomic Energy Agency. — Vienna : IAEA, 1994. — 128 p. — Available at: https://inis.iaea.org/collection/NCLCollectionStore/_Public/25/062/25062185.pdf.
3. Bukrinsky A. Development of deterministic approach to the beyond design basis accident management in application to NPP units with WWER-1000 / A. Bukrinsky // SAM-99 Information Exchange Forum on "Severe Accident Management" (Obninsk, Russia, October 18–22, 1999).
4. Bezlepkina V. V. Severe accident management measures for Tianwan NPP with WWER-1000 / V. V. Bezlepkina

[et al.] // OECD Workshop on the Implementation of Severe Accident Management Measures (Villigen-PSI, Switzerland, September 10–13, 2001). — 14 p.

5. Антропов В. Н. О необходимости разработки рекомендаций к составлению руководства по управлению запроектными авариями на АС / В. Н. Антропов, А. М. Букринский, М. В. Кузнецов. — Москва : НТИЦ ЯРБ Госатомнадзора РФ, 2000. — Режим доступа: <http://www.gidropress.podolsk.ru/files/proceedings/mntk2001/report2/onrrksru.pdf>.
6. IAEA-EBP-WWER-05. Safety issues and their ranking for WWER-1000 Model 320 Nuclear Power Plants. / International Atomic Energy Agency. — Vienna : IAEA, 1996. Available at: https://inis.iaea.org/collection/NCLCollectionStore/_Public/28/047/28047168.pdf.
7. Технические обоснования безопасности Тяньваньской АЭС. — СПбАЭП, 2008.
8. 43–923.203.254.ОБ.19.03–2003. Хмельницкая АЭС. Энергоблок № 2. Отчет по анализу безопасности (ОАБ). — Т. 19. ВАБ. — Ч. 3. Количественная оценка.
9. 10054 DL13R. Запорожская АЭС. Энергоблок № 5. Отчет по анализу безопасности (ОАБ). — 2000.
10. Отчет по анализу безопасности. 4-й блок Ровенской АЭС. — ГП НАЭК «Энергоатом».
11. Гончаров А. А. Совершенствование критериев безопасности топлива ВВЭР в условиях LOCA и RIA / А. А. Гончаров, А. В. Кумачев, О. А. Нечаева // Материалы конф. «Обеспечение безопасности АЭС с ВВЭР». — Подольск : ФГУП ВНИИНМ — ФГУП ОКБ «ГП», 2008. — Режим доступа: <http://www.gidropress.podolsk.ru/files/proceedings/mntk2007/disc/documents/f12.pdf>.
12. Bibilashvili Yu. K. Thermomechanical properties of zirconium-based alloys oxidized claddings in LOCA simulating conditions / Yu. K. Bibilashvili, N. B. Sokolov, L. N. Andreeva-Andrievskaya [et al.] // Techn. Committee Meeting on Fuel behaviour under transient and LOCA conditions (Halden, Norway, September 10–14, 2001). — P. 186–208.
13. Sokolov N. B. Thermo-mechanical properties of irradiated Zr1 %Nb alloy claddings in LOCA simulating conditions. JAERI-Conf 2002–009 / N. B. Sokolov, L. N. Andreeva-Andrievskaya, V. Yu. Tonkov [et al.] // Proc. Fuel Safety Research Specialists' Meeting (Tokai, Japan, March 4–5, 2002). — P. 200–218.
14. Skalozubov V. 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. — Vol. 40 (4). — P. 74–79.

**V. I. Skalozubov¹, V. A. Kondratiuk², O. A. Dorozh³,
V. I. Filatov²**

¹ Interagency Center for Fundamental Scientific Research in Energy and Ecology Sector of the NAS of Ukraine, Odesa Polytechnic National University and Ministry of Ecology and Natural Resources of Ukraine, 1, Shevchenko Ave., Odesa, 65044, Ukraine

² National Technical University of Ukraine "Igor Sikorsky Kyiv Polytechnic Institute", 37, Beresteyskiy Ave., Kyiv, 03056, Ukraine

³ Educational and Scientific Institute of Energy of the Odesa Polytechnic National University, 1, Shevchenko Ave., Odesa, 65044, Ukraine

Comparative Method of Qualifying Safety Systems of Nuclear Power Plants with VVER-1000 and AP1000

A deterministic method of analyzing conditions for ensuring the safe operation of VVER-1000 and AP1000 nuclear power plants has been developed. The method is based on the comparison of the provision of the required safety functions by critical (minimum permissible) configurations of safety systems for accident management. During the analysis, the composition and information on the technical characteristics of the safety systems of the VVER-1000/320 and AP1000 reactor installations, which are designed to ensure the safety functions of feeding and cooling the reactor/PG, were considered. On the basis of the developed method, the relative criteria and safety conditions (for example — the criterion of safety — the maximum temperature of the heating element shell; the condition of safety is not to exceed the maximum design limit of damage to the twelfth (the temperature of the twelfth shell is 1,200 °C) for nuclear power plants with VVER-1000 and AP1000 reactors in terms of safety functions for emergency fueling and cooling of the reactor core and steam generators are determined. Preliminary estimates of the relative criteria and conditions for ensuring nuclear safety during accident management of natural circulation circuits of passive safety systems AP1000 obtained taking into account data on their composition and technical characteristics, the table showed that the required height of natural circulation circuits of passive safety systems should be several hundred meters. Based on the established relative criteria and safety conditions, the need for additional modernization of the AP1000 safety systems to successfully ensure the safety functions of emergency coolant/feedwater supply and core and steam generator cooling is preliminarily determined.

Keywords: safety, method of qualification of nuclear power plants.

References

1. Skalozubov V. Y., Klyuchnikov A. A., Kolykhanov V. N. (2010). *Osnovy upravleniya zaproyektnymi avariyami s poterey teplonositelya na AES s VVER* [Fundamentals of managing beyond-design accidents with loss of coolant at the NPP with VVER]. ISP NPP of the NAS of Ukraine, 400 p. (in Rus.)
2. IAEA (1994). *Accident management programs in nuclear power plants. A Guidebook*. Technical Report Series No 368. Vienna: IAEA, 128 p. Available at: https://inis.iaea.org/collec-tion/NCLCollectionStore/_Public/25/062/25062185.pdf.
3. Bukrinsky A. (1999). Development of deterministic approach to the beyond design basis accident management in application to NPP units with WWER-1000. Proceedings of the SAM-99 Information Exchange Forum on "Severe Accident Management" (Obninsk, Russia, October 18–22, 1999).
4. Bezlepkin V. V., Kukhtevich I. V., Leontiev Yu. G., Strizhov V., Proklov V. B. (2001). Severe accident management measures for Tianwan NPP with WWER-1000. Proceedings of the OECD Workshop on the Implementation of Severe Accident Management Measures (Villigen-PSI, Switzerland, September 10–13, 2001), 14 p.
5. Antropov V., Bukrinsky A., Kuznetsov M. (2000). *O neobkhodimosti razrabotki rekomendatsiy k sostavleniyu rukovodstva po upravleniyu zaproyektnymi avariyami na AS* [On the need to develop recommendations for the preparation of a manual for the management of beyond-design accidents at nuclear power plants]. Moscow: National Center for NRW of the Gosatomnadzor of the Russian Federation, 12 p. Available at: <http://www.gidropress.podolsk.ru/files/proceedings/mntk2001/report2/onrrksru.pdf>. (in Rus.)
6. IAEA (1996). IAEA-EBP-WWER-05. *Safety issues and their ranking for WWER-1000 Model 320 nuclear power plants*. Vienna: IAEA, 223 p. Available at: https://inis.iaea.org/collec-tion/NCLCollectionStore/_Public/28/047/28047168.pdf.
7. *Technical substantiation of safety of Tianvan NPP*. St. Petersburg Atomenergoprojekt, 2008. (in Rus.)
8. 43-923.203.254.OB.19.03-2003. *Khmelnitskyi NPP. Power unit No. 2. Safety analysis report (SAR)*. Vol. 19. SPA. Part 3. Quantitative assessment. (in Rus.)
9. 10054 DL13R. *Zaporizhzhia NPP. Power unit No. 5. Safety analysis report (SAR)*. 2000. (in Rus.)
10. *Security analysis report. 4th unit of Rivne NPP*. SE "NNEGC 'Energoatom'". (in Rus.)
11. Goncharov A. A., Kumachev A. V., Nechaeva O. A., Novikov V. V., Salatov A. V., Fedotov P. V. (2008). [Improvement of VVER fuel safety criteria under LOCA and RIA conditions]. Proceedings of the "Ensuring the safety of

- nuclear power plants with VVER*". Podolsk: FSUE VNI-INM — FSUE OKB "GP". Available at: <http://www.gidropress.podolsk.ru/files/proceedings/mntk2007/disc/documents/f12.pdf>. (in Rus.)
12. Bibilashvili Yu. K., Sokolov N. B., Andreeva-Andrievskaya L. N., Tonkov V. Yu., Salatov A. V., Morosov A. M., Smirnov V. P. (2002). Thermomechanical properties of zirconium-based alloys oxidized claddings in LOCA simulating conditions. Proceedings of the *Techn. Committee Meeting on Fuel behaviour under transient and LOCA conditions (Halden, Norway, September 10–14, 2001)*, pp. 186–208.
 13. Sokolov N. B., Andreeva-Andrievskaya L. N., Tonkov V. Yu., Salatov A. V., Morosov A. M., Smirnov V. P. (2002). Thermo-mechanical properties of irradiated Zr1 %Nb alloy claddings in LOCA simulating conditions. JAERI–Conf 2002–009. Proceedings of the *Fuel Safety Research Specialists' Meeting (Tokai, Japan, March 4–5, 2002)*, pp. 200–218.
 14. 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.

Надійшла 12.06.2023

Received 12.06.2023