

В. І. Скалозубов

д-р техн. наук, проф.

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

ORCID: 0000-0003-2361-223X

О. А. Дорож

канд. техн. наук, доц.

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

ORCID: 0000-0001-8495-2911

О. С. Сухомлінов

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

ORCID: 0009-0005-1475-7607

І. М. Вербило

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

ORCID: 0009-0006-3369-3896

Г. С. Дербеньов

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

ORCID: 0009-0005-1881-2853

В. В. Грибанов

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

ORCID: 0009-0005-7315-2667

Є. Ю. Алексеєнко

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

ORCID: 0009-0007-0078-2646

Критерії та умови теплогідродинамічної нестійкості пасивних систем безпеки модульних реакторів NuScale

Ключові слова:

модульні реактори,
теплогідродинамічна нестійкість,
пасивні системи безпеки,
міжконтурні течії,
теплоносії

Виникнення умов міжканальної теплогідродинамічної нестійкості в контурах природної циркуляції активної зони реактора та пасивних систем безпеки визначають можливість невиконання функцій безпеки, необхідних для успішного управління аваріями, зокрема функцій аварійного охолодження активної зони та відведення залишкових тепловиділень. Наведений метод визначення умов міжканальної теплогідродинамічної нестійкості в контурах природної циркуляції активної зони та пасивних систем безпеки ґрунтується на аналізі стійкості за флуктуаційних відхилень від рівноважного стану тиску та витрати в контурах природної циркуляції. На прикладі модульного реактора NuScale визначено критерії та умови міжканальної теплогідродинамічної нестійкості в процесі аварій зі значними міжконтурними течами в парогенераторах (тиск у парогенераторах понад 5,5 МПа). Установлено, що умови міжканальної теплогідродинамічної нестійкості залежать від термодинамічного стану теплоносія та охолоджувачів, конструкційно-технічних параметрів, умов тепломасообміну в парогенераторах і конденсаторах пасивної системи відведення залишкових тепловиділень, а також від розмірів міжконтурних теч. Необхідною є переоцінка рівня безпеки модульних реакторів NuScale з урахуванням умов міжкон-

турної теплогідродинамічної нестійкості систем природної циркуляції та надійності управління оперативним персоналом домінантними для безпеки аваріями зі значними міжконтурними течами через парогенератори.

© В. І. Скалозубов, О. А. Дорож, О. С. Сухомлінов, І. М. Вербило,
Г. С. Дербеньов, В. В. Грибанов, Є. Ю. Алексеєнко, 2026. Ліцензія CC BY 4.0

Вступ

Один із перспективних напрямів сучасної ядерної енергетики пов'язаний із впровадженням малих модульних реакторів (ММР) невеликої потужності (до 300 МВт) [1–7].

Модуль ММР заводського виробництва в загальному випадку включає активну зону, компенсатор тиску, парогенератори (ПГ) та реактор першого контуру (1к), розташований у захисному гермооб'ємі (ГО); а також пасивні системи безпеки (ПСБ), функціонування яких ґрунтується на забезпеченні функцій безпеки природної циркуляції (ПЦ), та систему запобіжних клапанів регулювання тиску.

Виключення з ММР активних систем безпеки (з електронасосами), які мають значно вищу ймовірність відмови, ніж ПСБ, дає підстави відносити такі реактори до нового покоління безпеки 3+ [1–7].

Але питання надійного забезпечення необхідних при аваріях функцій безпеки ПСБ ММР вимагають подальшого вивчення. Одним із таких питань є забезпечення теплогідродинамічної стійкості (ТГС) контурів ПЦ ПСБ ММР [8–10]. В умовах теплогідродинамічної нестійкості (ТГН) можуть виникати високоамплітудні коливання рівня теплоносія в реакторі та рівня води в об'ємі ПГ, погіршення умов теплообміну в активній зоні реактора та порушення умов ядерної безпеки за припустимими температурами оболонок твелів та ядерного палива.

У роботі наведено метод визначення критеріїв та умов ТГС ПСБ ММР NuScale, а також аналіз ефективності ПСБ із контурами ПЦ під час управління домінантними для безпеки групами аварій з міжконтурними течами у ПГ.

Аналіз літературних джерел

Загальні відомості про ММР NuScale. ММР NuScale Power Module (далі — NPM) — малий модульний водо-водяний реактор під тиском із двома

вбудованими в реактор вертикальними ПГ. Основні конструкційно-технічні характеристики NPM наведено в табл. 1 [11–15].

Основні технічні характеристики ПСБ NPM із контурами ПЦ наведено в табл. 2.

Умови та «уставки» спрацювання DHRS та ECCS наведено в табл. 3.

Основні положення та припущення

Домінантними для безпеки NPM є аварії зі значними міжконтурними течами в ПГ (тиск у ПГ перевищує 5,52 Мпа), тобто вихідна аварійна подія — міжконтурна течя через ПГ зі зростанням тиску в ПГ та зниженням рівня теплоносія в реакторі (ВП RG). Підвищена ймовірність виникнення такої аварії відповідно до багаторічного досвіду експлуатації ПГ різних типів визначається такими причинами [15]:

- 1) достатньо великою кількістю ТОТ ПГ та площею міжконтурного теплообміну (див. табл. 1);
- 2) підвищеними термічними та гідродинамічними навантаженнями на ТОТ ПГ у нормальних робочих та перехідних режимах;
- 3) впливом водно-хімічного режиму на цілісність ТОТ ПГ.

У процесі ВП RG можуть виникнути умови міжконтурної ТГН в активній зоні та ПСБ, які супроводжуються високоамплітудними коливаннями рівня та витрати теплоносія в активній зоні реактора, погіршенням умов теплообміну та порушенням умов критеріїв ядерної безпеки та прийнятності [8–10].

Аналіз критеріїв та припущень ТГС під час аварій

Критерії та умови міжконтурної ТГС в умовах аварій ВП RG в NPM:

- 1) одночасна працездатність ПСБ DHRS та ECCS у встановленому рівноважному режимі;
- 2) у загальному випадку одночасне виникнення випадкових (флуктуаційних) відхилень витрати та

Таблиця 1. Основні конструкційно-технічні характеристики NPM

№	Параметр	Значення
1	Теплова/електрична потужність	200/60 МВт (брутто)
2	Теплоносій/охолоджувач	Легка вода
3	Тиск 1-го/2-го контуру в номінальному робочому режимі	13,8/5,5 МПа
4	Температура теплоносія на вході/виході активної зони в номінальному робочому режимі	265/321 °C
5	Циркуляція теплоносія в номінальному робочому режимі	Природна
6	Збагачення ядерного палива	<4,95 %
7	Глибина вигорання палива	30 ГВт · доба/т
8	Принцип системи безпеки	Пасивний
9	Загальна висота / внутрішній діаметр реактора	19,76/2,667 м
10	Висота / зовнішній діаметр ГО	23,09/4,5 м
11	Максимальні проектні тиск та температура в ГО	7,2 МПа / 288 °C
12	Робочий тиск в ГО	0,69 кПа
13	Кількість / довжина / зовнішній діаметр / товщина теплообмінних трубок (ТОТ) 1-го ПГ	690 / 23,5–26,5 м / 15,88 мм / 1,27 мм; матеріал (SB-163 Alloy 690)
14	Об'єм компенсатора тиску (КТ) початковий / реактор на потужності / «гаряча» зупинка	23 % / 50–60 % / 50 % від загального об'єму 1-го контуру

Таблиця 2. Основні технічні характеристики ПСБ NPM із контурами ПЦ

№	Параметр	Значення
I. Система відведення залишкових тепловиділень (DHRS)		
1	Склад	2 контури ПЦ «ПГ — басейн реактора (RP)»; 2 пасивних конденсатори; клапани ізоляції від 2-го контуру MSIV/FWIV; клапани включення DHRS
2	Внутрішній/зовнішній тиск	14,48/0,41 МПа
3.	Зовнішній тиск пасивних конденсаторів	0,19 МПа
4.	Температура	343 °C
5.	Кількість / зовнішній діаметр / товщина трубок 1-го конденсатора	80 / 3,34 см / 2,79 мм
II. Система аварійного охолодження активної зони (ECCS)		
1	Склад	1 контур ПЦ «реактор — ГО»; 3 запобіжних клапани скидання тиску, установлені на кришці корпусу реактора (RVV); 2 запобіжних клапани рециркуляції в активну зону (RRV)

Таблиця 3. Умови та «уставки» спрацювання DHRS та ECCS

DHRS		
Умови	«Уставки»	Автоматичне спрацювання
Підвищений тиск у КТ	«13,79 МПа»	Відкриваються клапани DHRS; закриваються клапани MSIV та FWIW ізоляції 2-го контуру
Підвищена температура теплоносія	«321 °С»	
Підвищений тиск у 2-му контурі	«5,52 МПа»	
Низька напруга перемінного струму зарядних пристроїв	«80 % нормальної напруги та/або 60 с затримки»	
ECCS		
Підвищений рівень води в ГО	«6,1-6,7 м від днища реактора (RP)»	Відкриваються RVV та RRV
Знижений тиск у 1-му контурі	«5,52 МПа»	
Порушення умов критеріїв прийнятності	«Мінімальний запас до кризи кипіння в активній зоні»; «максимальна температура ядерного палива більше температури плавлення»; «рівень теплоносія в активній зоні менше критичного»	
Низька напруга в системах контролю та управління	«більше 24 год»	

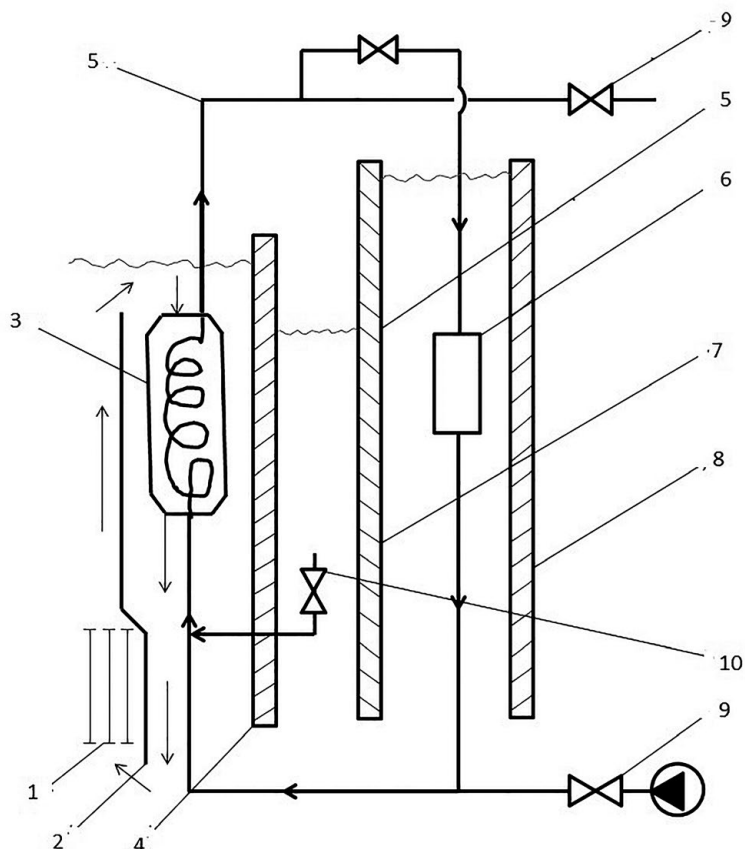


Рис. 1. Контурі ПЦ MMP NuScale

тиску в контурах ПЦ активної зони, ECCS та DHRS;

3) критерій та умови ТГС в активній зоні реактора [8–10]:

$$K_s = \frac{\delta P}{\delta G} < 0, \quad (1)$$

де $\delta P, \delta G$ — флуктуаційні відхилення від рівноважних значень тиску та масової витрати в активній зоні реактора.

Модель міжконтурної ТГС під час аварії ВП RG у NPM наведена на рис. 1.

Рівняння руху та теплового балансу в контурах ПЦ активної зони реактора, DHRS та ECCS у встановленому режимі ВП RG:

$$\Delta \rho_1 \cdot \Delta g \cdot \Delta H_1 = \xi_1 \cdot (G_1 - G_l)^2 / (\rho_1 \cdot F_l^2) = \Delta P_1(\xi_1), \quad (2)$$

$$\Delta \rho_D \cdot g \cdot H_D = \xi_D \cdot (G_D + G_l)^2 / (\rho_D \cdot F_D^2) = \Delta P_2(\xi_D), \quad (3)$$

$$\Delta \rho_e \cdot g \cdot H_e = \xi_e \cdot (G_e)^2 / (\rho_e \cdot F_e^2) = \Delta P_3(\xi_e), \quad (4)$$

$$(G - G_l) \cdot \Delta i_1 = N - Q + G_e \cdot \Delta i_e - \Delta G_l \cdot \Delta i_{12} = \Delta Q_1, \quad (5)$$

$$(G_D + G_l) \cdot \Delta i_D = Q - Q_k + G_l \cdot \Delta i_{12} = \Delta Q_2, \quad (6)$$

де $\Delta \rho_1, \Delta \rho_D, \Delta \rho_e$ — різниця середніх густин в контурах ПЦ активної зони, DHRS та ECCS; g — прискорення сили тяжіння; H_1, H_D, H_e — висота перегородки реактора в контурах ПЦ активної зони, DHRS та ECCS; ξ_1, ξ_D, ξ_e — сумарні параметри гідравлічного опору контурів ПЦ реактора, DHRS та ECCS; ρ_1, ρ_D, ρ_e — середня густина в контурах ПЦ активної зони, DHRS та ECCS; F_1, F_D, F_e — площі прохідного перерізу в контурах ПЦ активної зони реактора, DHRS та ECCS; G_1, G_D, G_e — масові витрати теплоносія в активній зоні реактора, в DHRS та ECCS; N — потужність тепловиділень в активній зоні; Q — сумарний тепловий потік від 1-го контуру в ПГ; Q_D — сумарний тепловий потік у конденсаторах DHRS; $\Delta i_1, \Delta i_{12}, \Delta i_e$ — різниці питомих ентальпій на вході/виході з активної зони, між 1-м та 2-м контурами, між 1-м контуром та басейном реактора RP.

Сумарна витрата в міжконтурну течу

$$(G_D + G_l) \cdot \Delta i_D = Q - Q_k + G_l \cdot \Delta i_{12} = \Delta Q_2, \quad (7)$$

де μ_l — коефіцієнт витрати течі; F_l — сумарна площа прохідного перерізу течі; P — рівноважне значення тиску в активній зоні реактора; P_D — значення тиску в активній зоні реактора.

У форматі незалежних флуктуаційних збурень тиску та витрати в контурах ПЦ рівняння (1)–(7) такі:

$$K_1 \cdot \delta P + K_2 \cdot \delta G + K_3 \cdot \delta P_D = 0, \quad (7)$$

$$K_4 \cdot \delta P + K_5 \cdot \delta P_D + K_6 \cdot \delta G_D = 0, \quad (8)$$

$$K_7 \cdot \delta P + K_8 \cdot \delta P_e + K_9 \cdot \delta G_e = 0, \quad (9)$$

$$K_{10} \cdot \delta P + K_{11} \cdot \delta G + K_{12} \cdot \delta P_D + K_{13} \cdot \delta G_e + K_{14} \cdot \delta P_e + K_{15} \cdot \delta G_D = 0, \quad (10)$$

$$K_{16} \cdot \delta P + K_{17} \cdot \delta P_D + K_{18} \cdot \delta G_D = 0, \quad (11)$$

де $K_1, \dots, K_{18}$ — похідні визначальних теплогідрравлічних параметрів ПЦ (тиску та витрати) в установленому режимі.

Після перетворень рівнянь (8)–(12) отримано критерій та умови ТГС в активній зоні реактора (1):

$$K_s(K_1, \dots, K_{18}, F_l) = \frac{\delta P}{\delta G} < 0. \quad (12)$$

$$K_s(K_1, \dots, K_{18}, F_l) = \frac{\delta P}{\delta G} > 0. \quad (13)$$

Таким чином, умови ТГС NPM під час аварій ВП RG визначаються конструкційно-технічними параметрами, термодинамічним станом теплоносія та охолоджувачів, умовами тепломасообміну в ПГ і конденсаторах DHRS, розмірами міжконтурних теч.

Відповідно до умови ТГН

$$K_s(K_1, \dots, K_{18}, F_l) = \frac{\delta P}{\delta G} > 0. \quad (15)$$

Для прикладу окремі випадки умов міжканальної ТГС/ТГН за флуктуаційного збільшення тиску в активній зоні та ECCS ($\uparrow \delta P$) наведено на рис. 2.

Кінцеві стани наслідків флуктуаційних відхилень теплогідродинамічних параметрів (ТГС/ТГН) визначаються конструкційно-технічними параметрами контурів ПЦ, умовами тепломасообміну та розмірами міжконтурної течі.

У більш загальному випадку необхідно враховувати також сумісне виникнення вихідних флуктуаційних відхилень визначальних теплогідродинамічних параметрів стану контурів ПЦ.

Управління ВП RG. У загальному випадку автоматичне й «ручне» включення/відключення DHRS та ECCS за вказаними «уставками» наведено на рис. 3.

Аналіз управління аваріями з ВП RG за міжканальної ТГН. Для попередження умов виникнення та негативних наслідків міжканальної ТГН необхідне автоматичне або здійснюване оперативним персона-

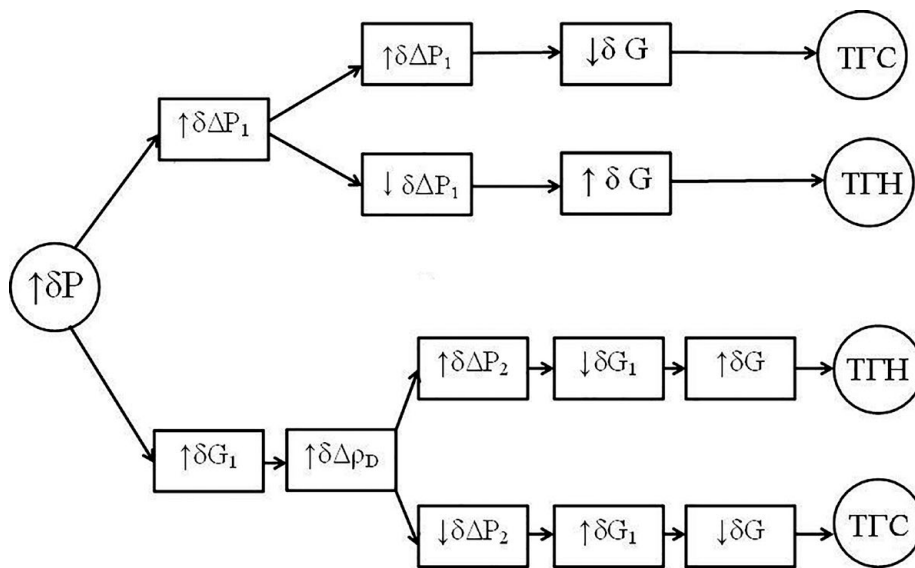
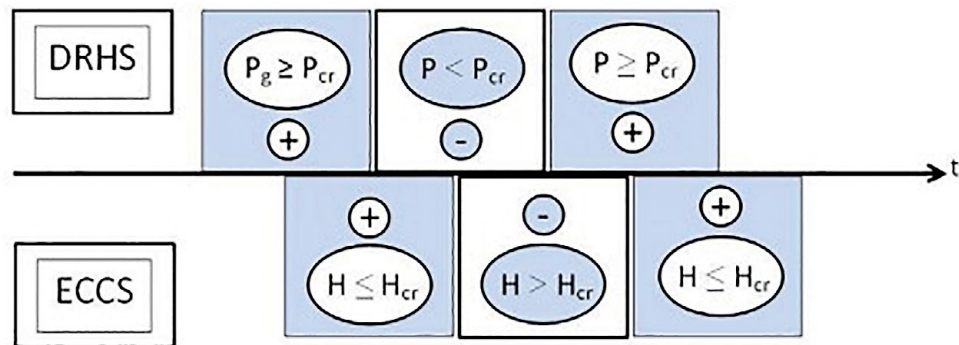


Рис. 2. Сценарій умов ТГС/ТГН у MMP

Рис. 3. Загальний сценарій управління аварією шляхом включення/відключення DHRS/ECCS у процесі ВП RG: P_g , P_{cr} — поточний та припустимий тиск у ПГ; H , H_{cr} — поточний та припустимий рівень теплоносія в активній зоні реактора

лом управління аварією з ВП RG згідно з уставками «неприпустиме зниження рівня теплоносія в активній зоні» та «неприпустиме підвищення тиску в ПГ за 2-м контуром» (див. табл. 3).

Але автоматичне управління аварією з ВП RG унаслідок періодичних включень/відключень DHRS та ECCS можуть також виникати умови міжканальної ТГН та періодичні порушення критеріїв прийнятності й безпеки; а в умовах «ручного» управління аварією можливі ненавмисні помилкові дії оперативного персоналу.

За імовірнісними оцінками частоти пошкодження активної зони (ЧПАЗ) порядку 10^{-7} 1/рік, NPM відносять до реакторного покоління безпеки (3+). Можна припустити, що така низька ймовірнісна оцінка ЧПАЗ NPM зумовлена передусім відсутністю активних систем безпеки з електронасосами, які мають

найгірші показники надійності порівняно з іншим обладнанням. Однак імовірнісні показники надійності дії персоналу з управління аваріями не є кращими за показники надійності електронасосів.

Тому необхідною є переоцінка рівня безпеки NPM з урахуванням ефективності дій оперативного персоналу під час управління аваріями зі значними міжконтурними течами в ПГ [11, 15].

Висновки

1. Виникнення умов міжканальної ТГН в контурах ПЦ активної зони реактора та ПСБ може призвести до невиконання функцій безпеки, необхідних для успішного управління аваріями, зокрема функцій аварійного охолодження активної зони та відведення залишкових тепловиділень.

2. Наведено метод визначення умов міжканальної ТГН у контурах ПЦ активної зони та ПСБ, що ґрунтується на аналізі стійкості за флуктуаційних відхилень від рівноважного стану тиску та витрати в контурах ПЦ.

3. На прикладі модульного реактора NuScale визначено критерії та умови міжканальної ТГН у процесі аварій зі значними міжконтурними течами в ПГ (тиск у ПГ понад 5,5 МПа). Установлено, що умови міжканальної ТГН залежать від термодинамічного стану теплоносія та охолоджувачів, конструкційно-технічних параметрів, умов тепломасообміну в ПГ та конденсаторах пасивної системи відведення залишкових тепловиділень, а також розмірів міжконтурних теч.

4. Необхідною є переоцінка рівня безпеки модульних реакторів NuScale з урахуванням умов міжконтурної ТГН систем ПЦ та надійності управління оперативним персоналом домінантними для безпеки аваріями зі значними міжконтурними течами через ПГ.

Список використаної літератури

1. Kaiser J. C. Empirical risk analysis of severe reactor accidents in nuclear power plants after Fukushima / J. C. Kaiser // *Science and Technology of Nuclear Installations*. – 2012. – doi.org/10.1155/2012/384987.
2. Advances in small modular reactor technology developments. A Supplement to: IAEA Advanced Reactors Information System (ARIS). – Vienna : IAEA, 2020. – Available at: https://aris.iaea.org/Publications/SMR_Book_2020.pdf.
3. Small Modular Reactor: Challenges and Opportunities. NEA No. 7560. – OECD Publishing, 2021. – doi.org/10.1787/18fbb76c-en.
4. Technology roadmap for small modular reactor deployment. IAEA Nuclear Energy Series No NR-T-1.18. – Vienna : IAEA, 2021.
5. Атомные станции малой мощности: новое направление развития энергетики. Т. 2 / под ред. акад. РАН А. А. Саркисова. – Москва : Академ-Принт, 2015.
6. STD-ES-03-40. International reactor innovative and secure. Final technical progress report. – Westinghouse Electric Company, LLC, 2003. – 158 p.
7. NuScale Small Modular Reactor for Co-generation of Electricity and Water / D. T. Ingersoll, Z. J. Houghton, R. Bromm, C. Disparted // *Desalination*. – 2014. – Vol. 340. – P. 84–93.
8. 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. – No. 59 (4). – P. 1323–1328.
9. 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. – No. 40 (4). – P. 74–79.
10. Skalozubov V. Water hammers in transonic modes of steam-liquid flows in NPP / V. Skalozubov, D. Pirkovskiy, Yu. Komarov // *Nuclear and Radiation Safety*. – 2019. – No. 2 (82). – P. 43–46.
11. 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.
12. NuScale Final Safety Analysis Report. NuScale Standard Plant Design Certification Application. Chapter 18. Human factors engineering. Part 2. Tier 2. – Revision 5. – July 2020.
13. 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.
14. NuScale Final Safety Analysis Report. NuScale Standard Plant Design Certification Application. Chapter 19. Probabilistic risk assessment and severe accident. Part 2. Tier 2. – Revision 5. – July 2020.
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. – No. 1 (81). – P. 42–45.

**V. I. Skalozubov, O. A. Dorozh, O. S. Suhomlinov,
I. M. Verbylo, H. S. Derbenov, V. V. Hrybanov,
Ye. Yu. Aliexsieienko**

*Odesa National Polytechnic University, 1, Shevchenko Ave,
Odesa, 65044, Ukraine*

Criteria and Conditions for Thermal-Hydrodynamic Instability of Passive Safety Systems of NuScale Modular Reactors

The occurrence of interchannel thermal-hydrodynamic instability in the reactor core natural circulation circuits and passive safety systems determines the potential failure to perform safety functions necessary for successful accident management for emergency core cooling and residual heat removal. A method for determining the conditions of interchannel thermal-hydrodynamic instability in the core natural circulation circuits and passive safety systems is presented, based on the analysis of stability under fluctu-

ating deviations from the equilibrium state of pressure and flow in the natural circulation circuits. Using the NuScale modular reactor as an example, the criteria and conditions of interchannel thermal-hydrodynamic instability during accidents with significant inter-circuit leaks in the steam generators (steam generator pressure exceeding 5.5 MPa) are defined. It was found that the conditions of interchannel thermal-hydrodynamic instability depend on the thermodynamic state of the coolant and coolers, structural and technical parameters, heat and mass transfer conditions in steam generators and condensers of the passive residual heat removal system, as well as the magnitude of inter-circuit leaks. The safety level of NuScale modular reactors should be reassessed, taking into account the conditions of inter-circuit thermal-hydrodynamic instability of natural circulation systems and the reliability of operational personnel management of safety-dominant accidents with significant inter-circuit leaks in steam generators.

Keywords: modular reactors, thermal-hydrodynamic instability, passive safety systems, inter-circuit leaks, coolant.

References

1. Kaiser J. C. (2012). Empirical risk analysis of severe reactor accidents in nuclear power plants after Fukushima. *Science and Technology of Nuclear Installations*. doi.org/10.1155/2012/384987.
2. International Atomic Energy Agency (2020). *Advances in small modular reactor technology developments* (A supplement to ARIS). Vienna: Austria. Available at: https://aris.iaea.org/Publications/SMR_Book_2020.pdf.
3. OECD Nuclear Energy Agency. (2021). *Small modular reactors: Challenges and opportunities* (NEA No. 7560). doi.org/10.1787/18fbb76c-en.
4. International Atomic Energy Agency (2021). *Technology roadmap for small modular reactor deployment* (IAEA Nuclear Energy Series No. NR-T-1.18). Vienna, Austria.
5. Sarkisov A. A. (ed.) (2015). *Atomnye stantsii maloi moshchnosti: Novoe napravlenie razvitiya energetiki* [Low-power nuclear power plants: a new direction for energy development]. Vol. 2. Moscow: Akadem-Print. (in Rus.)
6. Westinghouse Electric Company (2003). *International Reactor Innovative and Secure (IRIS): Final technical progress report (STD-ES-03-40)*. Pittsburgh, PA, 158 p.
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, pp. 84–95.
8. 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.
9. Skalozubov V., Pirkovskiy D., Komarov Y., 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.
10. Skalozubov V., Pirkovskiy D., Komarov Y. (2019). Water hammers in transonic modes of steam-liquid flows in NPP. *Nuclear and Radiation Safety*, vol. 2 (82), pp. 43–46.
11. NuScale Power LLC (2020). *NuScale Final Safety Analysis Report: Chapter 5. Reactor coolant system and connecting systems (Part 2, Tier 2, Revision 5)*.
12. NuScale Power LLC (2020). *NuScale Final Safety Analysis Report: Chapter 18. Human factors engineering (Part 2, Tier 2, Revision 5)*.
13. NuScale Power LLC (2020). *NuScale Final Safety Analysis Report: Chapter 15. Transient and accident analyses (Part 2, Tier 2, Revision 5)*.
14. NuScale Power LLC (2020). *NuScale Final Safety Analysis Report: Chapter 19. Probabilistic risk assessment and severe accident (Part 2, Tier 2, Revision 5)*.
15. Skalozubov V., Komarov Y., 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 17.07.2025

Рекомендована до друку / Accepted 06.11.2025