

НАЦІОНАЛЬНИЙ УНІВЕРСИТЕТ «ОДЕСЬКА ПОЛІТЕХНІКА»
МІНІСТЕРСТВО ОСВІТИ І НАУКИ УКРАЇНИ

НАЦІОНАЛЬНИЙ УНІВЕРСИТЕТ «ОДЕСЬКА ПОЛІТЕХНІКА»
МІНІСТЕРСТВО ОСВІТИ І НАУКИ УКРАЇНИ

Кваліфікаційна наукова
праця на правах рукопису

ГРИБ ВІТАЛІЙ ЮРІЙОВИЧ

УДК 536.4

ДИСЕРТАЦІЯ

**УДОСКОНАЛЕННЯ МЕТОДІВ АНАЛІЗУ БЕЗПЕКИ ПРИ ДИВЕРСИФІКАЦІЇ
ТЕПЛОВИДІЛЯЮЧИХ ЗБІРОК ЯДЕРНИХ ЕНЕРГОУСТАНОВОК**

Спеціальність 143 – Атомна енергетика

Галузь знань 14 – Електрична інженерія

Подається на здобуття наукового ступеня доктора філософії

Дисертація містить результати власних досліджень. Використання ідей, результатів і текстів інших авторів мають посилання на відповідне джерело



В.Ю. Гриб

Науковий керівник – Скалозубов Володимир Іванович, доктор технічних наук, професор

Одеса – 2023

АНОТАЦІЯ

Гриб В.Ю. Удосконалення методів аналізу безпеки при диверсифікації тепловиділяючих збірок ядерних енергоустановок. – Кваліфікаційна наукова праця на правах рукопису.

Дисертація на здобуття наукового ступеня доктора філософії за спеціальністю 143 Атомна енергетика. – Національний університет «Одеська політехніка» Міністерства освіти і науки України, Одеса, 2023.

Питанням підвищення надійності і модернізації енергетичних установок присвячено багато досліджень. Однак, питання впливу диверсифікації тепловиділяючих збірок (ТВЗ) на безпеку та надійність ядерних установок вивчені недостатньо.

Диверсифікація ядерного палива полягає у постачанні альтернативних тепловиділяючих збірок (ТВЗА) для існуючих ядерних реакторів.

У вступі представлено обґрунтування вибору теми дослідження, висвітлено її актуальність та зв'язок з науковими програмами. На основі цього сформовано мету і завдання дослідження. Зазначено наукову новизну отриманих результатів та їх практичну цінність для АЕС з реакторами ВВЕР-1000.

В першому розділі представлено аналіз довіду та результатів диверсифікації ЯЕУ з ВВЕР-1000 тепловиділяючими збірками Westinghouse (WFA) в Чехії та Україні.

У процесі диверсифікації ТВЗ Westinghouse на АЕС Темелін були виявлені такі проблеми: неповне введення регулюючих стрижнів (IRI - Incomplete Rod Insertion), вигин ТВЗ, течі твелів і т.д.

Проведений аналіз досвіду диверсифікацій WFA ЯЕУ з ВВЕР на вітчизняних АЕС та АЕС Темелін визначив обґрунтованість і ефективність технічних рішень з адаптації WFA в ЯЕУ з ВВЕР. Проведені модернізації WFA забезпечують зниження деформації і пошкодження твелів, а також підвищують

надійність експлуатації ядерного реактору. Однак, відповідно до ядерного законодавства України, за будь-якої модернізації реакторної установки необхідний відповідний аналіз безпеки.

У другому розділі проведено аналіз багаторічного досвіду та результатів моделювання аварій в ЯЕУ ймовірнісними та детерміністичними методами. У результаті проведеного аналізу встановлено суттєві обмеження/недоліки відомих методів моделювання аварій в ЯЕУ. Ймовірнісні методи моделювання аварій та аналізу безпеки обґрунтовані тільки для загальної оцінки ймовірності виникнення ядерних і радіаційних аварій.

Аналіз ядерної безпеки реакторів полягає у визначенні відповідності максимальної температури оболонок тепловиділяючих елементів (твел) і температури ядерного палива в процесі можливих аварій, встановлених гранично-допустимих значень нормами і правилами ядерної безпеки. На даний час при аналізі безпеки використовується традиційний підхід моделювання всього спектру можливих аварій детерміністичними розрахунковими засобами (кодами) - RELAP, CATHARE, ATHLET, MELCOR, СОКРАТ і інш.

Проведений на основі консервативного підходу попередній експертний аналіз здійсненості критеріїв безпеки при змішаних завантаженнях ТВЗА і WFA реакторів типу ВВЕР із застосуванням коду RELAP5/V3.2 для максимальної проєктної аварії (МПА) показав, що відмінності КГО визначають температуру оболонок твелів WFA $T_{об}$ на кілька сотень градусів більше відповідних значень для ТВЗА, а при максимально допустимій за проєктом температурі теплоносія системи аварійного охолодження активної зони (САОЗ) $90\text{ }^{\circ}\text{C}$ критерії безпеки взагалі не виконуються: $T_{об} > 1200\text{ }^{\circ}\text{C}$. Розбіжності в оцінках максимальної температури оболонок твелів, отримані для однієї і тієї ж аварії кодом RELAP5 (але з використанням різних кореляцій для критичних теплових потоків q_{cr}), є суттєвими - від 362 до $680\text{ }^{\circ}\text{C}$. Для проєктних аварій ці розбіжності не принципові, так як критерій безпеки за допустимою температурою оболонок твелів ($1200\text{ }^{\circ}\text{C}$) виконується в усіх представлених

результатах розрахункових обґрунтувань. Однак при аналізі запроектованих аварій ці розбіжності можуть бути принциповими: запроектовані аварії з кінцевим станом без пошкодження оболонок твелів/ядерного палива можуть перейти в статус важких аварій.

Проведений аналіз традиційного підходу моделювання можливих аварій в ЯЕУ з ВВЕР визначив істотний вплив на результати розрахункового моделювання всього спектру можливих аварій «ефектів користувачів і відмінностей кодів», а також недоцільність застосування детерміністичних кодів для аналізу безпеки при численних модернізаціях реакторних установок.

Встановлено, що відомі результати аналізу безпеки при диверсифікації WFA в ЯЕУ з ВВЕР на вітчизняних АЕС недостатньо обґрунтовані в питанні моделювання умов теплообміну в активній зоні реактору.

Проведений аналіз відомих підходів моделювання можливих аварій WFA в ЯЕУ з ВВЕР на вітчизняних АЕС визначив необхідність удосконалення і розробки нових методів аналізу ядерної безпеки при диверсифікації і модернізації елементів реактору. Все це визначає актуальність цієї роботи і вимагає додаткового вивчення і аналізу.

В третьому розділі розроблено альтернативний оперативний метод аналізу безпеки при диверсифікації та модернізації елементів ЯЕУ з ВВЕР. На основі розробленого методу встановлено забезпечення умови ядерної безпеки за гранично-допустимої температури оболонок твел при максимальній проєктній аварії в WFA ЯЕУ з ВВЕР.

Розроблений метод є обґрунтованим і ефективним для аналізу ядерної безпеки будь-яких диверсифікацій і модернізацій елементів реактору.

На відміну від відомих підходів в запропонованому методі критерії безпеки за гранично допустимими температурами оболонок твел і ядерного палива у відношенні проєктного стану розраховуються без залучення моделювання аварійних процесів детерміністичними кодами.

На основі розробленого методу проведено обґрунтування ядерної безпеки диверсифікації WFA ЯЕУ з ВВЕР.

Встановлено, що критерії ядерної безпеки при диверсифікації WFA в ВВЕР виконуються для проєктних аварій (в тому числі і для максимальної проєктної аварії з гранично допустимою температурою охолодження теплоносія) як при частковому, так і при повному завантаженні WFA активної зони.

Наукова новизна отриманих результатів полягає в тому, що:

- запропоновані результати досвіду моделювання можливих аварій в ЯЕУ з ВВЕР детерміністичними кодами;
- запропонована альтернатива моделювання аварійних процесів в ЯЕУ з ВВЕР детерміністичними кодами;
- розроблений оперативний метод аналізу безпеки при диверсифікації та модернізації елементів ЯЕУ з ВВЕР, а саме метод експрес-аналізу;
- встановлено, на основі розробленого методу, забезпечення умови ядерної безпеки за гранично-допустимою температурою оболонок твел при максимальній проєктній аварії (в тому числі і для режиму з максимальною температурою теплоносія в гідроємностях) в WFA ЯЕУ з ВВЕР.

Практичне значення отриманих результатів полягає у тому, що: розроблений оперативний метод аналізу ядерної безпеки може бути використаний організаціями, які експлуатують і регулюють ядерну безпеку при диверсифікації та модернізації елементів ядерних реакторів.

Результати дисертаційної роботи використовуються в навчальному процесі для підготовки фахівців за спеціальністю 143 «Атомна енергетика».

Ключові слова: надійність, безпека, енергоустановка, диверсифікація ядерного палива, модернізація, тепловиділяючий елемент (твел), температура оболонки твелу, температура ядерного палива.

СПИСОК ПУБЛІКАЦІЙ ЗДОБУВАЧА

Наукові праці, в яких опубліковано основні наукові результати дисертації

1. В.І. Скалозубов, І.Л. Козлов, Ю.О. Комаров, **В.Ю. Гриб**, В.М. Ващенко
Аналіз ядерної безпеки при диверсифікації паливних збірок Westinghouse на ВВЕР-1000 // Ядерна фізика та енергетика, № 21 (2), 2020. С. 213-214. ISSN 1818-331X (Indexed by: SCOPUS) DOI: <https://doi.org/10.15407/jnpae2020.02.213>.
2. Skalozubov V., Melnik S., Pantak O., **Gryb V.**, Spinov V., Komarov Y. (2019), Analysis of experience, safety and prospects of diversification of nuclear fuel at nuclear power plants // Technology Audit and Production Reserves, 4 (1(48), 2019. P. 26–33. <https://doi.org/10.15587/2312-8372.2019.180740> (Фахове видання).
3. Скалозубов В.И., Спинов В.М., **Гриб В.Ю.** Моделирование аварий в ядерных энергоустановках (Анализ результатов моделирования проектных, запроектных и тяжелых аварий в ядерных энергоустановках). 2020. 179 с. Монографія: LAMBERT Academic Publishing. ISBN: 978-620-0-54862-7.
4. Скалозубов В.И., Спинов В.М., **Гриб В.Ю.** Безопасность диверсификации ядерного топлива (Анализ условий безопасности при диверсификации ядерного топлива атомных электростанций). 2019. 65 с. Монографія: LAMBERT Academic Publishing ISBN: 978-620-0-49830-4. <https://www.morebooks.shop/shop-ui/shop/product/978-620-0-49830-4>.
5. V.I. Skalozubov, .S.I. Melnik, V.M. Vashchenko, I.B. Korduba, **V.Y. Hrib**
The method of express analysis of uclear and ecological safety during the modernization of nuclear fuel // Journ. Geol. Geograph. Geoecology, 2023, 32(2), P. 388-395 (Web of Science) <https://geology-dnu.dp.ua/index.php/GG/article/view/1024/840>

Наукові праці, які засвідчують апробацію матеріалів дисертації

6. **Гриб В.Ю.** Метод аналізу безпеки при диверсифікації тепловиділяючих збірок ядерних реакторів. Збірник докладів XVI Міжнародній науково-практичній конференції «Інноваційні тенденції науки і практики» Афіни, Греція, 26-29 квітня 2022 р. <https://isg-konf.com/uk/innovative-trends-of-science-and-practice-tasks-and-ways-to-solve-them/>

7. Скалозубов В.И., Мельник С.И., Пантак О.И., **Гриб В.Ю.** Применение экспресс-метода анализа ядерной безопасности при модернизациях ядерных энергетических установок // 11th International conference Science and society 26th April 2019 (Accent Graphics Communications & Publishing, Hamilton, Canada) https://www.researchgate.net/profile/Bogdan-Kindzer/publication/332866703_Science_and_societyThe_device_for_electrostimulation_VEB-1_modulates_parameters_of_electroencephalogram_and_gas_discharge_visualization/links/5cced421299bf14d95789201/Science-and-societyThe-device-for-electrostimulation-VEB-1-modulates-parameters-of-electroencephalogram-and-gas-discharge-visualization.pdf#page=112

Наукові праці, які додатково відображають наукові результати дисертації

8. В.И. Скалозубов, **В.Ю. Гриб**, А.В. Королев, Т.В. Габлая, В.Ю. Кочнева Стратегии управления авариями при полной длительной потере электроснабжения на ядерных энергоустановках // Ядерная энергетика та довкілля. ISSN 2311-8253 № 2 (14), 2019. 68-74 р. DOI: <https://doi.org/10.31717/2311-8253.19.2.2> (Фахове видання).

9. V. Vashchenko, V. Skalozubov, **V. Hryb**, O. Voloshkina Stipulating the radioecological impact of consequences of accidents at nuclear power facilities // Ukrainian Journal of Ecology, 2021, 11 (10), 24-27 p.

doi:[10.15421/2021_314](https://doi.org/10.15421/2021_314) (Web of Science)

<https://www.ujecology.com/articles/stipulating-the-radioecological-impact-of-consequences-of-accidents-at-nuclear-power-facilities.pdf>

10. Ващенко В.М., Кордуба І.Б., **Гриб В.Ю.** Технологічний та екологічний аналіз сучасних тенденцій розвитку ядерно-енергетичних технологій // VIII-ий Міжнародний з'їзд екологів (Екологія/Ecology – 2021) Міжнародний науково-практичний семінар по декарбонізації та екомодернізації промисловості України. Збірник наукових праць. Україна, Вінниця, 22–24 вересня, 2021. С. 51-57. ISBN 978-966-641-873-2.

ABSTRACT

V. Hryb. Express method of safety analysis in the diversification of fuel assemblies of nuclear power plants. – Manuscript copyright.

Thesis for a Doctor of Philosophy degree in Specialty 143 «Nuclear Energy». – National University «Odesa Polytechnic» of the Ministry of Education and Science of Ukraine, Odesa, 2023.

Many studies have been devoted to improving the reliability and modernization of power plants. However, the impact of diversification of fuel assemblies on the safety and reliability of nuclear facilities has not been sufficiently studied.

Diversification of nuclear fuel consists in the supply of alternative fuel assemblies for existing nuclear reactors.

The Introduction presents the justification of the chosen research topic, assigns its relevance and relation with scientific and technical programs. Based on this, the purpose and objectives of the research have been established. The scientific novelty of the obtained results and their practical value both for NPPs with WWER-1000 reactors.

The First Chapter presents an analysis of the background and results of diversification of NPPs with VVER-1000 fuel assemblies by Westinghouse (WFA) in the Czech Republic and Ukraine.

The analysis of the experience of WFA NPP diversification with WWER at domestic NPPs and Temelin NPPs determined the validity and effectiveness of technical solutions for WFA adaptation to NPP with WWER. The WFA upgrades reduce deformation and damage to the fuel rods, as well as increase the reliability of the nuclear reactor. However, in accordance with the nuclear legislation of Ukraine, any modernization of the reactor unit requires an appropriate safety analysis.

The Second Chapter presents analyzes the long-term experience and results of modeling NPP accidents using probabilistic and deterministic methods. As a result

of the analysis, significant limitations/disadvantages of the known methods for modeling NPP accidents were identified. Probabilistic methods of accident modeling and safety analysis are justified only for general assessment of the probability of nuclear and radiation accidents.

The analysis of nuclear safety of reactors consists in determination of conformity of the maximum temperature of covers of fuel elements and temperature of nuclear fuel in the course of possible accidents of the established maximum permissible values to norms and rules of nuclear safety. Currently, the safety analysis uses the traditional approach of modeling the full range of possible accidents by deterministic calculation tools (codes) - RELAP, CATHARE, ATHLET, MELCOR, COKPAT and others.

Based on a conservative approach, a preliminary expert analysis of the feasibility of safety criteria for mixed loads of fuel assemblies and WFA reactors of the WWER type using the code RELAP5/V3.2 for maximum design basis accident showed that the differences hundreds of degrees more than the corresponding values for fuel elements, and at the maximum allowable temperature of the coolant of the emergency cooling system of the core (ECPS) 90 °C safety criteria are not met at all: $T_{\text{ог}} > 1200$ °C. Differences in estimates of the maximum temperature of fuel rods, obtained for the same accident with the code RELAP5 (but using different correlations for critical heat fluxes q_{cr}), are significant - from 362 to 680 °C. For design basis accidents, these differences are not fundamental, as the safety criterion for the allowable temperature of the fuel rods (1200 °C) is met in all the presented results of the calculation justifications. However, in the analysis of beyond design basis accidents, these discrepancies can be fundamental: beyond design basis accidents without damage to the fuel/nuclear fuel shells can become severe accidents.

The analysis of the traditional approach to modeling possible accidents in nuclear power plants with WWER determined a significant impact on the results of the calculated modeling of the whole range of possible accidents «user effects and

code differences», as well as the inexpediency of using deterministic codes for safety analysis in numerous reactor upgrades.

It is established that the known results of safety analysis during diversification of WFA in NPPs with WWER at domestic NPPs are insufficiently substantiated in the issue of modeling heat exchange conditions in the reactor core.

The analysis of known approaches to modeling possible WFA accidents at WWER NPPs at domestic NPPs has identified the need to improve and develop new methods of nuclear safety analysis in the diversification and modernization of reactor elements. All this determines the relevance of this work and requires additional study and analysis.

In the Third Chapter, an alternative operational method of safety analysis in the diversification and modernization of NPP elements with WWER has been developed. On the basis of the developed method it is established to ensure the condition of nuclear safety on the maximum allowable temperature of fuel shells at the maximum design basis accident in WFA NPP with WWER.

The developed method is reasonable and effective for the analysis of nuclear safety of any diversifications and modernizations of reactor elements.

In contrast to the known approaches in the proposed method, the safety criteria for the maximum allowable temperatures of fuel rods and nuclear fuel in relation to the design condition are calculated without the involvement of modeling of emergency processes by deterministic codes.

On the basis of the developed method the substantiation of nuclear safety of diversification of WFA WWER is carried out.

It is established that the nuclear safety criteria for WFA diversification in WWER are met for design basis accidents (including the maximum design basis accident with the maximum allowable coolant cooling temperature) both at partial and at full load of the WFA core.

The scientific novelty of the obtained results:

- the results of the experience of modeling possible accidents in NPP with WWER deterministic codes are offered;
- , an alternative model of emergency modeling in nuclear power plants with WWER deterministic codes was proposed;
- an operative method of safety analysis during diversification and modernization of NPP elements with WWER was developed, namely the method of express analysis;
- it was established, on the basis of the developed method, to ensure the condition of nuclear safety on the maximum allowable temperature of fuel elements at the maximum design basis accident (including for the regime with the maximum temperature of the coolant in the tanks) in WFA NPP with WWER.

The practical significance of the results:

The developed operational method of nuclear safety analysis can be used in the use of used and regulatory nuclear safety of organizations in the diversification and modernization of elements of nuclear reactors.

The results of the dissertation are used in the educational process for the training of specialists in the specialty 143 "Nuclear Energy".

Key words: reliability, safety, power plant, diversification of nuclear fuel, modernization, fuel element (fuel element), fuel cell shell temperature, nuclear fuel temperature.

LIST OF APPLICANT'S PUBLICATION

The main scientific results of the thesis have been published in the following scientific articles:

1. V.I. Skalozubov, I.L. Kozlov, Y.O. Komarov, **V.Y. Grib**, V.M. Vashchenko Nuclear safety analysis of diversification of Westinghouse fuel assemblies at VVER-1000 // Nuclear Physics and Energy, No. 21 (2), 2020. C. 213-214. ISSN 1818-331X (Indexed by: SCOPUS) DOI: <https://doi.org/10.15407/jnpae2020.02.213>.

2. Skalozubov V., Melnik S., Pantak O., **Gryb V.**, Spinov V., Komarov Y. (2019), Analysis of experience, safety and prospects of diversification of nuclear fuel at nuclear power plants // Technology Audit and Production Reserves, 4 (1(48), P. 26–33. <https://doi.org/10.15587/2312-8372.2019.180740> (Professional publication).

3. Skalozubov V.I., Spinov V.M., **Grib V.Yu.** Modeling of Accidents in Nuclear Power Installations (Analysis of Results of Modeling of Design, Beyond Design and Severe Accidents in Nuclear Power Installations). 2020. 179 p. Monograph: LAMBERT Academic Publishing ISBN: 978-620-0-54862-7.

4. Skalozubov V.I, Spinov V.M., **Grib V.Y.** SAFETY OF DIVERSIFICATION OF NUCLEAR FUEL (Analysis of Safety Conditions at Diversification of Nuclear Fuel of Nuclear Power Plants). 2019. 65 p. Monograph: LAMBERT Academic Publishing ISBN: 978-620-0-49830-4.

5. V.I. Skalozubov, .S.I. Melnik, V.M. Vashchenko, I.B. Korduba, **V.Y. Hrib** The method of express analysis of nuclear and ecological safety during the modernization of nuclear fuel // Journ. Geol. Geograph. Geoecology, 2023, 32(2), P. 388-395 (Web of Science) <https://geology-dnu.dp.ua/index.php/GG/article/view/1024/840>

Scientific papers certifying the approbation of the dissertation materials

6. **Hryb V.Y.** Method of safety analysis for diversification of fuel assemblies of nuclear reactors. Proceedings of the XVI International Scientific and Practical Conference "Innovative Trends in Science and Practice" Athens, Greece, April 26-29, 2022. <https://isg-konf.com/uk/innovative-trends-of-science-and-practice-tasks-and-ways-to-solve-them/>

7. Skalozubov V.I., Melnik S.I., Pantak O.I., **Grib V.Yu.** Application of express-method of nuclear safety analysis at modernization of nuclear power installations // 11th International conference Science and society 26th April 2019 (Accent Graphics Communications & Publishing, Hamilton, Canada) https://www.researchgate.net/profile/Bogdan-Kindzer/publication/332866703_Science_and_societyThe_device_for_electrostimulation_VEB-1_modulates_parameters_of_electroencephalogram_and_gas_discharge_visualization/links/5cced421299bf14d95789201/Science-and-societyThe-device-for-electrostimulation-VEB-1-modulates-parameters-of-electroencephalogram-and-gas-discharge-visualization.pdf#page=112

Scientific works that certify the approbation of the dissertation materials:

8. V.I. Skalozubov, **V.Y. Grib**, A.V. Korolev, T.V. Gablaya, V.Y. Kochneva Accident Management Strategies for Complete Long-Term Loss of Power Supply at Nuclear Power Installations // Yadern Energetika tavrillia. ISSN 2311-8253 NO. 2 (14), 2019. 68-74 p. DOI: <https://doi.org/10.31717/2311-8253.19.2.2> (Professional publication).

9. V. Vashchenko, V. Skalozubov, **V. Hryb**, O. Voloshkina «Stipulating the radioecological impact of consequences of accidents at nuclear power facilities» // Ukrainian Journal of Ecology, 2021, 11 (10), 24-27 p.

doi:[10.15421/2021_314](https://doi.org/10.15421/2021_314) (Web of Science)

<https://www.ujecology.com/articles/stipulating-the-radioecological-impact-of-consequences-of-accidents-at-nuclear-power-facilities.pdf>

10. Vashchenko V.M., Korduba I.B., **Hryb V.Y.** Technological and environmental analysis of current trends in the development of nuclear energy technologies // VIII International Congress of Ecologists (Ecology - 2021) International Scientific and Practical Seminar on Decarbonization and Ecological Modernization of Ukrainian Industry. Collection of scientific papers Ukraine, Vinnytsia, September 22-24, 2021. ISBN 978-966-641-873-2 (PDF).

ЗМІСТ

ПЕРЕЛІК УМОВНИХ СКОРОЧЕНЬ І ПОЗНАЧЕНЬ	18
ВСТУП	21
РОЗДІЛ 1. АНАЛІЗ РЕЗУЛЬТАТІВ І ДОСВІДУ ДИВЕРСИФІКАЦІЇ WFA В ЯЕУ З ВВЕР НА АЕС ТЕМЕЛІН (ЧЕХІЯ) І ВІТЧИЗНЯНИХ АЕС.....	26
1.1 Основні проблеми диверсифікації паливних збірок на АЕС.....	26
1.1.1 Досвід диверсифікації паливних збірок на АЕС Темелін (Чехія).....	26
1.1.2 Тести збірок Lead Test Assemblées (LTA)	33
1.1.3 Порівняльний аналіз LTA, WFA і проєктних ТВЗА	34
1.2 Вдосконалення конструкцій ТВЗ типу VV6	40
1.3 Програма перевірки LTA партії з 42-х WFA.....	42
1.4 Висновки за розділом 1	44
РОЗДІЛ 2. АНАЛІЗ РЕЗУЛЬТАТІВ І ДОСВІДУ МОДЕЛЮВАННЯ МОЖЛИВИХ АВАРІЙ В ЯЕУ З ВВЕР ДЕТЕРМІНІСТИЧНИМИ КОДАМИ	45
2.1 Недостатня обґрунтованість отриманих результатів моделювання аварій завантаження WFA в ВВЕР і/або «надлишково» консервативні положення.	45
2.1.1 Відсутність змішування потоків теплоносія в різних ТВЗ.....	46
2.1.2 Збільшення потужності тепловиділень на 10 % після зупинки реактора системою аварійного захисту.	48
2.2 Вплив відмінностей WFA від проєктних ТВЗА на зміну рівня безпеки РУ з ВВЕР на основі фундаментальних положень теплогідродинаміки ядерних реакторів.....	49
2.4 Відомі експериментальні дослідження	61
2.5 Висновки за розділом 2	86

РОЗДІЛ 3. АНАЛІЗ УМОВ ЯДЕРНОЇ БЕЗПЕКИ ПРИ ДИВЕРСИФІКАЦІЇ WFA ВВЕР	87
3.1 Положення методу експрес-аналізу ядерної безпеки.....	87
3.2 Теплогідродинамічна модель в рамках експрес-методу аналізу ядерної безпеки	90
3.3 Висновки за розділом 3	94
ВИСНОВКИ	95
СПИСОК ВИКОРИСТАНИХ ДЖЕРЕЛ.....	96
Додаток А. Список публікацій здобувача за темою дисертації та відомості про апробацію результатів дисертації	110
Додаток Б. Акт впровадження результатів дисертаційної роботи	113

ПЕРЕЛІК УМОВНИХ СКОРОЧЕНЬ І ПОЗНАЧЕНЬ

АЗ	—	активна зона
АЕС	—	атомна електростанція
В/В	—	верифікація/валідація
ВВЕР	—	водо–водяний енергетичний реактор
ДНТЦ	—	Державний науково–технічний центр з ядерної і радіаційної безпеки
ЯРБ		
ГЦН	—	головний циркулярний насос
ДГ	—	дизель-генератор
ЗА	—	запроєктна аварія
ЗАБ	—	звіт з аналізу безпеки
ЗАЕС	—	Запорізька АЕС
КГО	—	коефіцієнт гідравлічного опору
КТП	—	критичний тепловий потік
МОКС	—	Mixed-Oxide паливо
(МОХ)		
МПА	—	максимальна проєктна аварія
Н	—	«непроєктні» ТВЗ
П	—	«проєктні» ТВЗ
ПУАЕС	—	Південно-Українська АЕС
РАЕС	—	Рівненська АЕС
РУ	—	реакторна установка
САОЗ	—	система аварійного охолодження і захисту
СУЗ	—	система управління і захисту
твел	—	тепловиділяючий елемент
ТВЗ	—	тепловиділяюча збірка
ТВЗА	—	тепловиділяюча збірка альтернативної конструкції
ТОБ	—	технічне обґрунтування безпеки

ФЕІ	—	Федеральне Державне унітарне підприємство «Государственный научный центр Физико-энергетический институт им. А.И. Лейпунского»
ХНДПКІ	—	Харківський науково-дослідницький і проєктно-конструкторський інститут
BWR	—	Boiling Water Reactor
LTA	—	Lead Test Assembly
PWR	—	Pressurized Water Reactor
WFA	—	Westinghouse Fuel Assembly
Nu	—	модифікований критерій Нуссельта
Re_{no}	—	критерій Рейнольдса за поперечною швидкістю теплоносія
α	—	коефіцієнт тепловіддачі на поверхні твела
$\delta_{об}$	—	товщина оболонки
$\delta_{г}$	—	товщина газового зазору
$\delta_{т}$	—	товщина паливної таблетки
$\xi_{по}$	—	коефіцієнт гідравлічного опору поперечного потоку теплоносія
$\xi_{пр}$	—	коефіцієнт гідравлічного опору поздовжнього потоку теплоносія
ρ	—	густина теплоносія
l_p	—	довжина релаксації
pw	—	масова швидкість потоку теплоносія
$q_{ст}$	—	КТП без «турбулізаторів»
Δq_i	—	ефективність одного «турбулізатора»
q_t	—	густина теплового потоку від твела
t	—	поточний час
v_0	—	середня за перерізом швидкість змішаного теплоносія
v_A	—	швидкість теплоносія на вході в активну зону для проєктних ТВЗ
v_w	—	швидкість теплоносія на вході в активну зону для модернізованих ТВЗ

x	— масовий паровміст
z_i	— відстань від i -го «турбулізатора» до розглянутого перерізу
C_T	— питома теплоємність палива
F_A	— площа прохідного перерізу ТВЗА
F_w	— площа прохідного перерізу WFA
$F_{об}$	— зовнішня площа поверхні оболонки твелу
F_r	— показник теплопровідності газу
F_T	— показник теплопровідності палива
F_A	— площа прохідного перерізу теплоносія в проєктних ТВЗ
F_w	— площа прохідного перерізу теплоносія в модернізованих ТВЗ
K_{AS}	— сумарні коефіцієнти гідравлічного опору ТВЗА
K_{WS}	— сумарні коефіцієнти гідравлічного опору WFA
N_T	— щільність потужності тепловиділень ядерного палива
N_A	— кількість проєктних ТВЗ
N_w	— кількість модернізованих ТВЗ
P	— тиск
$P_{кр}$	— критичний тиск
T_{TM}	— максимальна температура ядерного палива в центральній частині паливної матриці твелу
Q_A	— об'ємна витрата теплоносія в ТВЗА
Q_w	— об'ємна витрата теплоносія в WFA
R_T	— термічний опір твелу
$T_{об}$	— температура оболонки твелу
T_{TH}	— температура охолоджуючого теплоносія
W	— потужність залишкового тепловиділення реактору

ВСТУП

Обґрунтування вибору теми дослідження (актуальність дисертаційної роботи). Питанням підвищення надійності і модернізації енергетичних установок присвячено багато досліджень. Однак, питання впливу диверсифікації тепловиділяючих збірок (ТВЗ) на безпеку та надійність ядерних установок вивчені недостатньо. Диверсифікація ядерного палива полягає у постачанні альтернативних тепловиділяючих збірок (ТВЗА) для існуючих ядерних реакторів. Багаторічний досвід світової ядерної енергетики визначив численні недоліки монополізації експлуатації ядерного палива, в т.ч. і по відношенню до забезпечення безпеки та ефективності експлуатації ядерних енергоустановок.

Відповідно до ядерного законодавства України будь-яка диверсифікація або модернізація ядерних реакторів вимагає проведення аналізу ядерної безпеки. Аналіз ядерної безпеки реакторів полягає у визначенні відповідності максимальної температури оболонок тепловиділяючих елементів (твел) і температури ядерного палива в процесі можливих аварій встановлених гранично-допустимих значень нормами і правилами ядерної безпеки.

На даний час при аналізі безпеки використовується традиційний підхід моделювання всього спектру можливих аварій детерміністичними розрахунковими засобами (кодами) - RELAP, CATHARE, ATHLET, MELCOR, СОКРАТ і інші. Багаторічний досвід застосування кодів при моделюванні аварій виявив такі недоліки і обмеження: недостатня верифікація кодів на експериментальних установках та валідація в натурних умовах;»ефекти впливу користувачів і відмінності кодів» та інші.

Виходячи з цього, при модернізаціях і диверсифікації елементів ядерного реактора актуальним питанням є розробка альтернативних методів аналізу ядерної безпеки, що виключають вплив «ефектів користувачів і відмінності

кодів». Все це визначає актуальність цієї роботи і вимагає додаткового вивчення і аналізу.

Мета та завдання дослідження. Метою роботи є підвищення надійності ядерних реакторів при диверсифікації тепловиділяючих збірок за допомогою оперативного методу аналізу ядерної безпеки, який би виключав вплив «ефектів користувачів і відмінності кодів».

Для досягнення поставленої мети в роботі вирішуються такі **завдання**:

1. Проведення аналізу результатів і досвіду диверсифікації WFA в ЯЕУ з ВВЕР.

2. Проведення аналізу результатів і досвіду моделювання можливих аварій в ЯЕУ з ВВЕР детерміністичними кодами.

3. Розробка оперативного методу аналізу безпеки при диверсифікації тепловиділяючих збірок ядерних реакторів, який би виключав вплив «ефектів користувачів і відмінності кодів».

4. Проведення аналізу умов ядерної безпеки диверсифікації WFA ВВЕР.

Об'єкт дослідження - процес диверсифікації ядерного палива енергетичних реакторних установок.

Предмет дослідження - методи, алгоритмічні і програмні інструментальні засоби аналізу ядерної та екологічної безпеки при диверсифікації WFA (Westinghouse fuel assembly) у ВВЕР.

Методи дослідження. При вирішенні задач дисертаційного дослідження використовувались верифіковані розрахункові методи моделювання умов виникнення можливих аварій внаслідок модернізації елементів ядерних реакторів при диверсифікації ядерного палива в реакторах типу ВВЕР.

Обґрунтованість та достовірність розробленого альтернативного детерміністичного методу аналізу безпеки під час диверсифікації ТВЗ ґрунтується на фундаментальних законах збереження енергії, імпульсу і маси та виключає вплив на результати негативних ефектів «різних кодів» і «різних користувачів кодом».

Наукова новизна отриманих результатів. Наукове значення дисертаційної роботи полягає у тому, що:

1. Запропоновані результати моделювання можливих аварій в ЯЕУ з ВВЕР детерміністичними кодами.

2. Запропонована альтернатива традиційному моделюванню аварійних процесів в ЯЕУ з ВВЕР детерміністичними кодами, а саме розроблений оперативний метод аналізу безпеки при диверсифікації та модернізації елементів ЯЕУ з ВВЕР, а саме метод експрес-аналізу.

3. Встановлено, на основі розробленого методу, забезпечення умови ядерної безпеки за гранично-допустимою температурою оболонок твел при максимальній проєктній аварії (в тому числі і для режиму з максимальною температурою теплоносія в гідроємностях) в WFA ЯЕУ з ВВЕР.

Особистий внесок здобувача. Основні положення та результати дисертації отримані автором самостійно. Особистий внесок автора полягає в аналізі результатів і досвіду диверсифікацій і модернізацій елементів ЯЕУ з ВВЕР; в розрахункових обґрунтуваннях безпеки диверсифікації WFA ВВЕР; аналізі результатів розрахункового моделювання.

Апробація результатів дисертації. Матеріали дисертації докладалися і обговорювалися на Міжнародних конференціях:

– XVI Міжнародній науково-практичній конференції «Інноваційні тенденції науки і практики» Афіни, Греція, 26-29 квітня 2022 р.;

– 11th International conference “Применение экспресс-метода анализа ядерной безопасности при модернизациях ядерных энергетических установок” Science and society 26th April 2019 (Accent Graphics Communications & Publishing, Hamilton, Canada).

Публікації. Основні результати дисертації викладено в 10 наукових працях, з них: 4 – у фахових періодичних виданнях України, 1 – у зарубіжних виданнях, з яких 3 – входять до наукометричних баз Scopus та/або Web of

Science, 2 – колективні монографії; 2 – у збірниках матеріалів і тез міжнародних конференцій.

1. В.І. Скалозубов, І.Л. Козлов, Ю.О. Комаров, В.Ю. Гриб, В.М. Ващенко Аналіз ядерної безпеки при диверсифікації паливних збірок Westinghouse на ВВЕР-1000 // Ядерна фізика та енергетика, № 21 (2), 2020. С. 213-214. ISSN 1818-331X (Indexed by: SCOPUS) DOI: <https://doi.org/10.15407/jnpae2020.02.213>.

2. Скалозубов В.И., Спинов В.М., Гриб В.Ю. Моделирование аварий в ядерных энергоустановках (Анализ результатов моделирования проектных, запроектных и тяжелых аварий в ядерных энергоустановках). 2020. 179 с. **Монографія:** LAMBERT Academic Publishing. ISBN: 978-620-0-54862-7.

3. Скалозубов В.И., Спинов В.М., Гриб В.Ю. Безопасность диверсификации ядерного топлива (Анализ условий безопасности при диверсификации ядерного топлива атомных электростанций). 2019. 65 с. **Монографія:** LAMBERT Academic Publishing ISBN: 978-620-0-49830-4. <https://www.morebooks.shop/shop-ui/shop/product/978-620-0-49830-4>.

4. V.I. Skalozubov, .S.I. Melnik, V.M. Vashchenko, I.B. Korduba, V.Y. Hrib The method of express analysis of uclear and ecological safety during the modernization of nuclear fuel // Journ. Geol. Geograph. Geoecology, 2023, 32(2), P. 388-395 (Web of Science) <https://geology-dnu.dp.ua/index.php/GG/article/view/1024/840>

5. V. Vashchenko, V. Skalozubov, V. Hryb, O. Voloshkina Stipulating the radioecological impact of consequences of accidents at nuclear power facilities // Ukrainian Journal of Ecology, 2021, 11 (10), 24-27 p. doi:[10.15421/2021_314](https://doi.org/10.15421/2021_314) (Web of Science) <https://www.ujecology.com/articles/stipulating-the-radioecological-impact-of-consequences-of-accidents-at-nuclear-power-facilities.pdf>

Структура і обсяг дисертації

Дисертаційна робота складається з вступу, трьох розділів, висновків, списку використаних джерел з 113 найменувань на 16 окремих сторінках, 2 додатки на 4 окремих сторінках, 14 таблиць та 27 рисунків. Повний обсяг дисертації – 113 сторінок, у тому числі 74 сторінки основного тексту.

Зв'язок роботи з науковими програмами, планами, темами, грантами. Дисертаційна робота виконувалася відповідно до Закону України «Про енергозбереження», затвердженого Постановою Верховної Ради України № 74/94 від 01.07.1994 р.; «Основних положень енергетичної стратегії України на період до 2030 р.», прийнятих Кабінетом Міністрів України 15.03.2006 р. Робота є складовою частиною досліджень, проведених в рамках виконання держбюджетної науково-дослідної роботи МК 17/03 «Розробка і впровадження методики адаптації непроектного ядерного палива в аварійних режимах щодо атомних електростанцій України» (номер держреєстрації 0115U000414).

Практичне значення отриманих результатів. Практична цінність дисертації визначається тим, що розроблений оперативний метод аналізу ядерної безпеки, при диверсифікації та модернізації елементів ЯЕУ з ВВЕР, може бути використаний експлуатуючими і регулюючими ядерну безпеку організаціями при диверсифікації та модернізації елементів ядерних реакторів.

Результати дисертації впроваджені у навчальному процесі кафедри атомних електростанцій Національного університету «Одеська політехніка», що підтверджується відповідним актом впровадження (див. Додаток Б).

РОЗДІЛ 1. АНАЛІЗ РЕЗУЛЬТАТІВ І ДОСВІДУ ДИВЕРСИФІКАЦІЇ WFA В ЯЕУ З ВВЕР НА АЕС ТЕМЕЛІН (ЧЕХІЯ) І ВІТЧИЗНЯНИХ АЕС

1.1 Основні проблеми диверсифікації паливних збірок на АЕС

Транснаціональна компанія Westinghouse Electric Company має багаторічний досвід поставок ядерного палива для різних типів реакторів (рисунок 1.1) і є перспективним постачальником альтернативного палива для ВВЕР (в тому числі і для України).

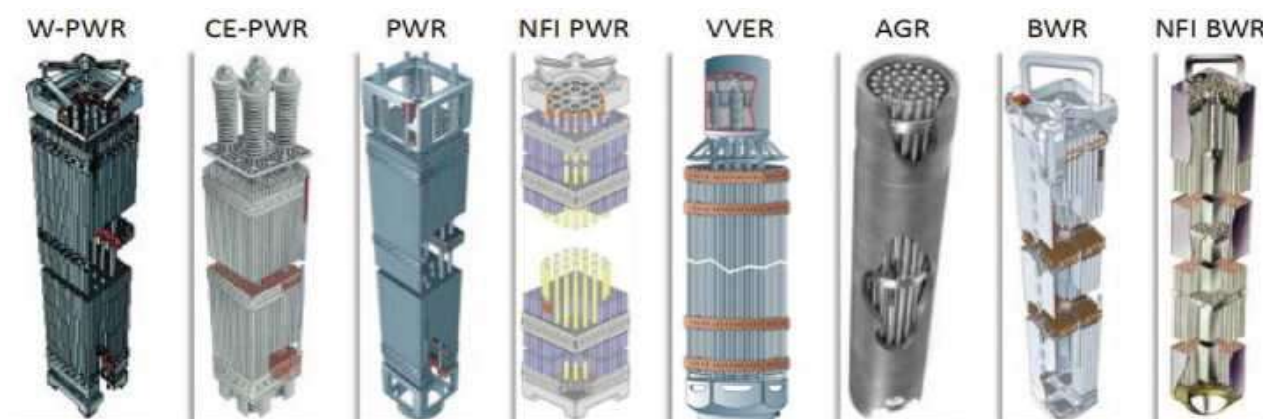


Рисунок 1.1 - Типи реакторів, що використовують ядерне паливо Westinghouse

1.1.1 Досвід диверсифікації паливних збірок на АЕС Темелін (Чехія)

Безсумнівний інтерес представляє десятирічний досвід диверсифікації паливних збірок Westinghouse на АЕС Темелін (Чехія) [2]. У процесі диверсифікації ТВЗ Westinghouse на АЕС Темелін були виявлені такі основні проблеми:

- проблеми з кластерами регулюючих стрижнів (RCCA) в ході експлуатації – неповне введення регулюючих стрижнів (IRI - Incomplete Rod Insertion);
- вигин ТВЗ/твелів;
- надмірне подовження ТВЗ;
- течі твелів.

Неповне введення регулюючих стрижнів (IRI). Деякі RCCA (на обох блоках) не падали повністю до нижнього положення щодо докорінної причини зміни геометрії ТВЗ. Найгірший випадок стався на 1-му блоці, коли тестові випробування показали, що два кластери зупинилися вище гідравлічного амортизатора, що призвело до позапланового зупину для перевантаження палива. Згодом функція падіння RCCA повторно перевірялася з інтервалами, рекомендованими SUJB: інтервал випробувань становив 30 днів (у 2005 році) і 150 днів (у 2010 р). Спираючись на попередні випробування постачальника палива, була проведена оцінка безпеки і були отримані прогнози кількості ситуацій IRI для майбутніх випробувань, що забезпечувало кращу готовність до даних ситуацій.

У 2005 р були виконані модернізації, що стосуються з'єднання штанги приводу і регулюючих стрижнів: просвердлені додаткові отвори, збільшена вага стрижнів і ін.

У 2006-2007 рр. були проведені наступні модернізації: конструкція амортизатору «труба-в-трубі» і верхньої головки ТВЗ (фаза 0); вирівнювання елементів кріплення твелів; нові конструкційні матеріали для оболонки твелів і інших компонентів ТВЗ (фаза IX).

Результати впливу модернізації на ситуації з неповним падінням RCCA наведені на рисунках 1.2 і 1.3.

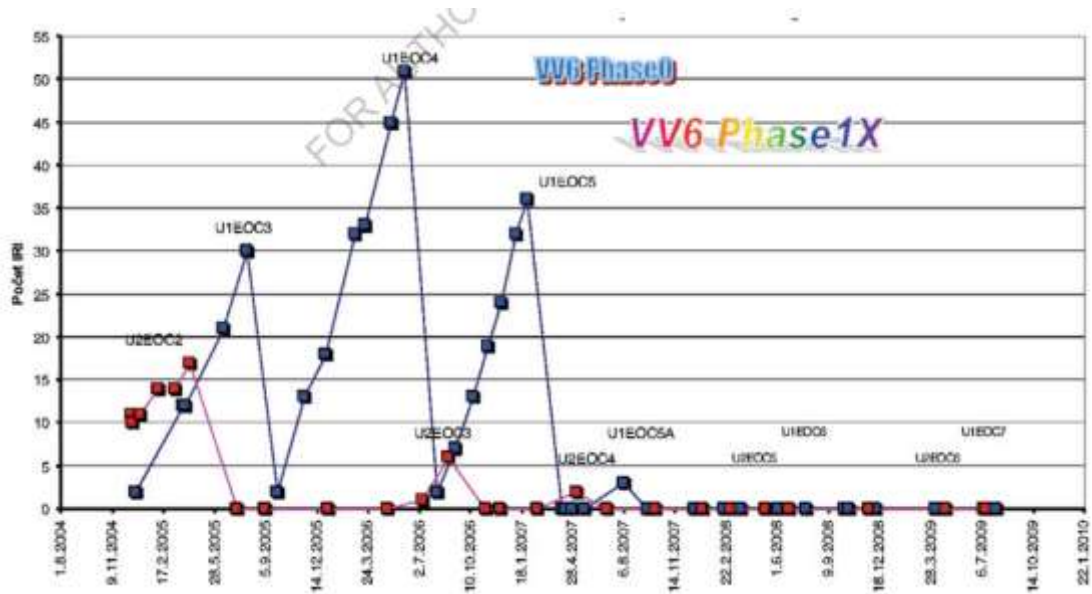


Рисунок 1.2. - Усунення IRI в результаті модернізації ТВЗ

Вигин ТВЗ і твелів. Деформації твелів і ТВЗ (тобто при відхиленнях від їх вихідної геометричної форми і подовження паливних збірок, «радіаційне розпухання») є спільною проблемою всіх енергоблоків з ВВЕР і PWR.

Перше завантаження активної зони на АЕС Темелін було спроектоване з урахуванням скорочення перерізу потоку до 51 %. Усі наступні конструкції активної зони були розраховані з урахуванням консервативних припущень про те, що твели можуть навіть торкатися один одного (рисунок 1.3), а також була змінена послідовність перестановок ТВЗ; використовувалися спеціальні імітатори ТВЗ при установці вигнутих і викривлених ТВЗ.

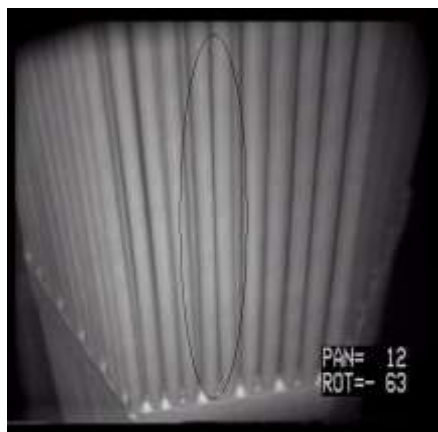


Рисунок 1.3 - Ефекти викривлень і торкань твелів [2]

Результати впливу модернізації матеріалу оболонки твелів на ефекти подовження ТВЗ наведені на рисунку 1.4 [2].

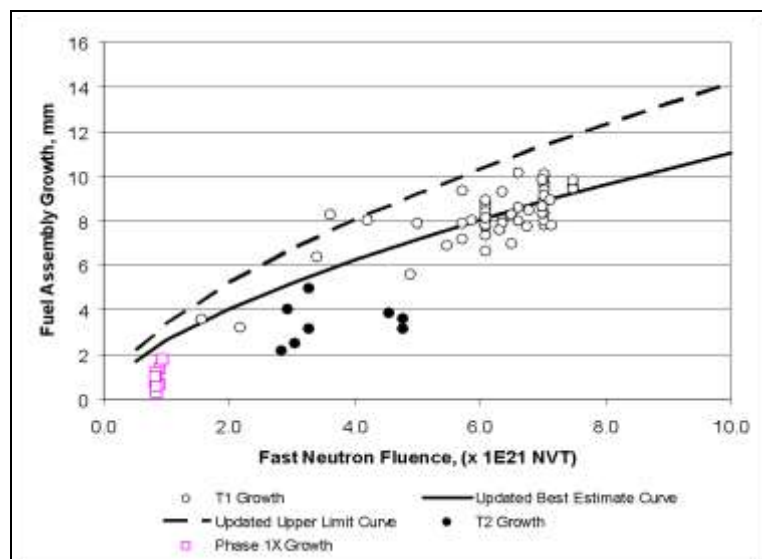


Рисунок 1.4 - Порівняння трьох різних конструкцій палива VVANTAGE-6 (залежність подовження ТВЗ, мм, від флюенса швидких нейтронів):

конструкція T1: вихідна проєктна конструкція (завантажувалися на 1-му блоці тільки при першому завантаженні зони) - використаний Ціркалой-4;

конструкція T2: завантажені на 2-му блоці (перше завантаження зони і все перевантаження на обох блоках до 2006 р.) - використаний Ціркалой-4;

конструкція фаза 0: завантажені на обох блоках в 2006 р. - використаний Ціркалой-4;

конструкція фаза IX: все перевантаження починаючи з 2007 р. - використаний ZIRLO

Течі твелів. Активні зони реакторів, встановлені на АЕС Темелін, містять 163 ТВЗ і в кожній ТВЗ - 312 твелів і проєктуються виходячи з припущення, що певна кількість твелів має проєктні течі. На АЕС Темелін твели перевіряються на герметичність шляхом контролю питомої активності в 1-му контурі - межа сумарної питомої активності становить $< 3,7 \cdot 10^9$ Бк/л.

Підсумки зафіксованої максимальної активності в теплоносії 1-го контуру на двох блоках протягом 2003-2010 рр. наведені в таблиці 1.1.

Таблиця 1.1 - Підсумки зафіксованої максимальної активності в теплоносії 1-го контуру на двох блоках [$\times 10^{-6}$ Бк/л]

№№ блоку	2003	2004	2005	2006	2007	2008	2009	2010
Блок 1	5,9	2,4	3,6	6,3	7,9	7,1	6,3	4,3
Блок 2	2,7	7	3,3	6,4	8,5	5,8	6,3	6,6

Для пошуку течі використовується Sipping System на основі газового методу постійного контролю концентрації ксенону Xe^{133} .

Для виявлення та ремонту течі використовується система FRIE (таблиця 1.2). Мобільне обладнання (є на обох блоках) спроектовано та виготовлено компанією Westinghouse. Під час зупинки FRIE збирається на поверсі реакторного відділення і потім транспортується в яму зберігання контейнерів зі свіжим паливом поруч з басейном зберігання відпрацьованого палива. Перевантажувальна машина переміщує ТВЗ у FRIE і витягує звідти. ТВЗ розміщують на обертовому столі, який дозволяє повертати її на 360 градусів в ході процесу перевірки. Таким чином, FRIE спроектована так, щоб забезпечити повну перевірку палива і ТВЗ в цілому.

Система перевірки UT для паливних збірок застосовується, щоб визначити положення твела з течею. Потім його розміщують в кошик для зберігання пошкоджених твелів (FFRSB). Пошкоджені твели замінюють імітаторами твелів.

Таблиця 1.2 - Огляд виявлених теч палива на АЕС Темелін

Кінець циклу	Кількість теч	Відремонтовано теч	Кількість твел з течєю
Блок 1			
2	1	0	0
3	5	1	1
4	6	1	1
5	6	6	8
5A	4	2	3
6	7	7	10
7	3	1	1
8	0	0	0
Блок 2			
2	3	2	5
3	10	2	4
4	5	2	2
5	7	2	3
6	5	0	0
7	5	1	2

Корінна причина течі твелів – це фреттинг «твел - решітка», що свідчить про вібрації твелу в дистанціюючій решітці.

На рисунку 1.5 показаний неушкоджений твел (рисунок 1.5, а) і твел з відмітками від фреттингу (рисунок 1.5, б)

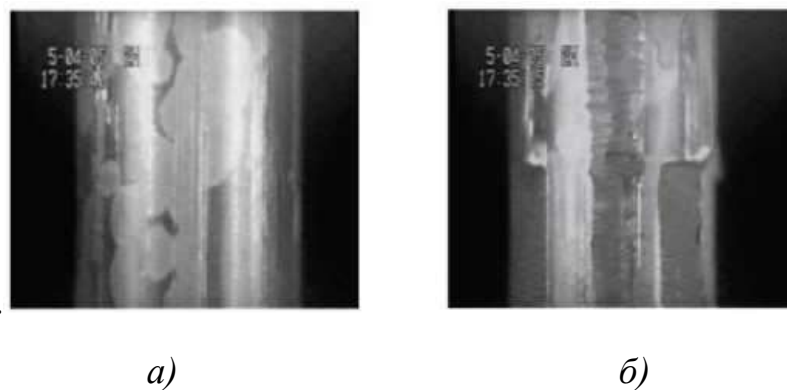


Рисунок 1.5 - Неушкоджений твел (а) і твел з відмітками від фреттингу (б)

Характерним прикладом пошкодження твелу може бути інцидент на 2-му блоці після реконструкції на збірках BE24. Один твел з течею був вилучений і замінений стрижнем з нержавіючої сталі. Після вилучення твелу (приблизно на 150 см) стрижень несподівано сіпнувся і зламався. Візуальний огляд місця зламу виявив, що це було викликано вторинною гідратацією, хоча візуально там не спостерігалось ознак значної гідратації. Був виявлений великий фреттинг між твел і решіткою по всій оболонці. Візуальні обстеження на кінцях зламу двох частин твелу показав цілісність паливних таблеток при відсутності порожніх областей, що свідчить про відсутність втрати паливних таблеток при виникненні зламу (рисунок 1.6).



Рисунок 1.6 - Візуальні обстеження зламу твела

Програма перевірок після опромінення (РІП) була структурована так, щоб відповідати вимогам Чеського Регулятора (SUJB). Були отримані додаткові підтвердження сумісності матеріалів, аналітичні методи обґрунтування і перевірки, загальна демонстрація теплогідравлічних процесів (відібрані 8-м ТВЗ).

Програма перевірки включала:

вимірювання ТВЗ - візуальне обстеження, вимір вигину, крутіння і загального подовження;

вимірювання окремого твелу - візуальне обстеження, вимір корозії, профілеметрія;

перевірка кластерів RCCA - загального зносу і прохідного перерізу труб.

Позитивні результати *РІІР*. Візуальні обстеження виявили відсутність або невелику корозію на поверхні оболонок твелів, що підтвердило сумісність сплаву цирконію з водно-хімічним режимом ВВЕР. Чи не виявлено зношування напрямних труб РССА (критерій - знос менше 10 %).

Негативні результати. Вимірювання вигину, крутіння і довжини ТВЗ показали деякі відмінності від проєктних ТВЗ. Візуальний огляд твелів з течею виявив наявність фреттингу.

Досвід диверсифікації ТВЗ Westinghouse на АЕС Темелін дозволяє зробити наступні висновки:

1. Диверсифікація непроєктного палива є, безумовно, досить тривалим і складним процесом, але цілком може бути успішно реалізована при ефективній співпраці постачальника і експлуатуючої організації з модернізації активної зони реактору.

2. Виявлені негативні ефекти (деформації твелів, ТВЗ, фреттинг і ін.), в основному характерні і для проєктних ТВЗ ВВЕР, є спільною проблемою, що вимагає подальшого удосконалення.

1.1.2 Тести збірок Lead Test Assemblées (LTA)

Відповідно до Програми диверсифікації ядерного палива України (Ukraine Nuclear Fuel Qualification Program - UNFQP) компанія Westinghouse і Департамент енергетики Сполучених Штатів за участю Північно-західної тихоокеанської національної лабораторії (PNNL) постачають Україні альтернативне ядерне паливо для перезавантаження ТВЗ реакторів ВВЕР-1000 (WFA). За інформацією шведського відділення Westinghouse [3] в 2005 р. шість перших тестових збірок (Lead Test Assemblées - LTA) для ВВЕР-1000 були завантажені на блоці № 3 Південно-Української АЕС і продемонстрували повну сумісність з проєктним ядерним паливом і конструкціями реактору. Подальша експлуатація продемонструвала адекватність експлуатаційних меж і

вимог надійності для декількох паливних кампаній реактора. Після завершення запланованих чотирьох паливних кампаній середня глибина вигорання становила більше 43 МВт-сдобу/кг урану. Остаточна програма перевірки LTA в кінці циклу 20-ї кампанії в 2010 р. продемонструвала прийнятність для ВВЕР-1000 сплавів Zr-1% Nb (як матеріалу дистанціонуючої решітки) і ZIRLO® (як оболонки твелів і структурних компонентів). Час падіння збірки поглинаючих стрижнів СУЗ і сили опору були в межах прийнятих значень [3]: всі збірки візуально без ознак аномалій; всі дистанціонуючі решітки залишилися в проєктних положеннях за віссю ТВЗ, без ознак надмірної корозії; поверхні твелів без відкладень і викривлень, а корозія перебувала в межах очікуваних рівнів; був відсутній фреттинг і інші види зносу периферійних твелів; тяглові зусилля імітатора кластеру СУЗ (RCCA) були прийнятними, що визначило відсутність будь-яких істотних викривлень або вигинів LTA.

Програма LTA показала, що конструкція альтернативного палива WFA в принципі підходить для застосування з повним завантаженням активної зони ВВЕР-1000 [3]: перше завантаження з 42-х WFA було виготовлено на підприємстві з виробництва ядерного палива Westinghouse в Швеції і завантажено на блоці № 3 Південно-Української АЕС в лютому 2010 р. Це завантаження WFA забезпечило ще один цикл безпечної експлуатації.

1.1.3 Порівняльний аналіз LTA, WFA і проєктних ТВЗА

В роботі [4] наведено порівняльний аналіз конструкційних відмінностей і сумісності паливних збірок Westinghouse LTA-2 і WFA і проєктних для ВВЕР ТВЗА (таблиця 1.3), в результаті якого встановлено наступне:

1. Всі розглянуті ТВЗ мають шестикутні конструкції з однаковим кроком збірок (23,6 см).
2. Паливні матриці твелів LTA-2 і WFA є цілісними, а ТВЗА - кільцеподібними, з гелієм всередині. Ці відмінності в загальному випадку

можуть впливати на умови тепло- і нейтронно-фізичних процесів.

3. LTA-2 містить шість масивних стрижнів жорсткості (так звані «Р-стрижні»), а в ТВЗА встановлені відповідні кути жорсткості.

На рисунку 1.7 показаний один з кутів паливної збірки ТВЗА, включаючи куточок жорсткості з цирконієвого сплаву.

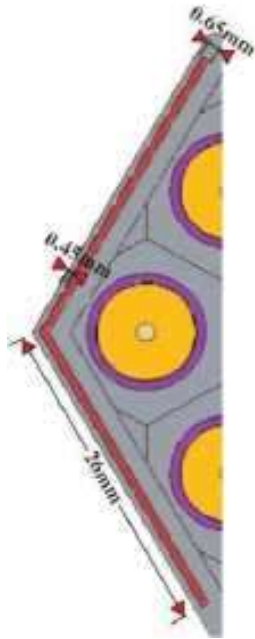


Рисунок 1.7 - Схематичне креслення куточка жорсткості в одному з кутів паливної збірки ТВЗА

Довжина одного боку цього кута жорсткості 26 мм, його товщина 0,65 мм, а відстань між кутом жорсткості і межею збірки становить 0,45 мм. У LTA-2 шість Р-стрижнів в кутах збірки. Для того щоб компенсувати локальне збільшення потужності, обумовлене Р-стрижнями, збагачення сусідніх паливних стрижнів дещо зменшено. Ці відмінності можуть вплинути на сумісність використання LTA-2 і ТВЗА.

Таблиця 1.3 - Основні характеристики конструкції палива WFA і ТВ3А

Параметр	WFA/LTA-2	ТВ3А
Твел		
Крок твелів, мм	12,75	12,75
Кількість твелів в ТВЗ	312	312
Матеріал оболонки	ZIRLO	Сплав цирконію E110
Зовнішній діаметр оболонки, мм	9,14	9,1
Внутрішній діаметр оболонки, мм	8	7,72
Товщина оболонки, мм	0,57	0,7
Матеріал палива	UO ₂	UO ₂
Зовнішній діаметр таблетки, мм	7,84	7,57
Внутрішній діаметр таблетки, мм	—	1,4 або 1,5
Кількість твелів	306	306
Кількість твелів з 5 % Gd ₂ O ₃	6	6
Збагачення твелів з Gd ₂ O ₃	3,0 %	4,4 %
Вигоряючий поглинач		
Матеріал поглинача, що вигоряє	Gd	Gd
Тиску гелію у твелах, кПа	1896	1896
Направляючі трубки		
Кількість направляючих трубок	18	18,0
Зовнішній діаметр направляючих трубок, мм	12,6	12,6
Внутрішній діаметр направляючих трубок, мм	11,0	11,0
Товщина направляючих трубок, мм	0,800	0,800
Матеріал направляючих трубок	ZIRLO	Сплав цирконію E635
Центральна вимірювальна трубка		
Кількість трубок	1	1
Зовнішній діаметр трубки, мм	12,6	13,0
Внутрішній діаметр трубки, мм	11,0	11,0
Товщина трубки, мм	0,800	1,000
Матеріал трубки	ZIRLO	Сплав цирконію E635
Зміцнюючі куточки		
Товщина куточку, мм	—	0,65
Матеріал куточку	—	Сплав цирконію E635
Дані за Р-стрижнями		
Кількість Р-стрижнів в ТВЗ (LTA-2)	6	—
Матеріал	ZIRLO	—
Зовнішній діаметр, мм	9,75	—

4. Твели в паливних збірках WFA мають три різних рівні збагачення палива (твели з найнижчим рівнем розташовані на периферії паливної збірки), а ТВЗА - тільки два. Обидва типи ТВЗ містять шість твелів з гадолінієм, вісімнадцять направляючих трубок і одну центральну трубку за певних розбіжностей в розмірах (рисунок 1.8).

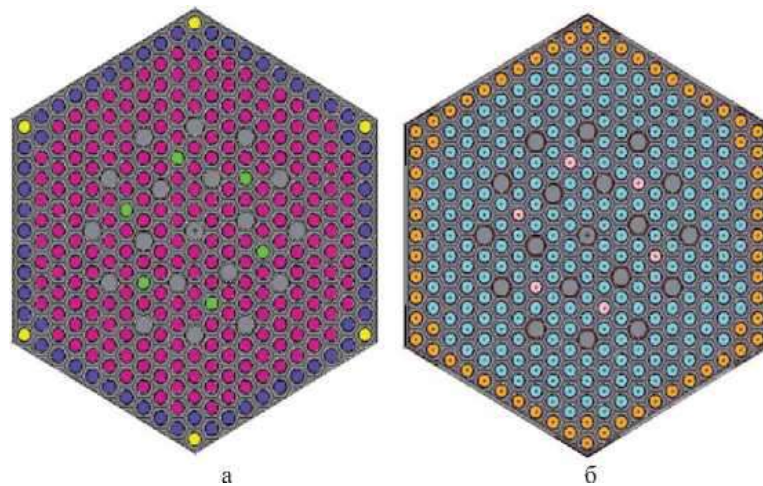


Рисунок 1.8 - Схематичне зображення ТВЗА і WFA для ВВЕР:
а - конструкція WFA; б - конструкція ТВЗА

В результаті MCNP-моделювання нейтронно-фізичних процесів при різних розподілах збагачення ТВЗ в [4] встановлено (рисунок 1.9 – 1.13):

- 1) Р-стрижень збільшує енерговиділення в сусідніх твелах; проте розподіл зниженого збагачення в збірці LTA-2 ефективно компенсує збільшення потужності, викликане Р-стрижнями;
- 2) вплив Р-стрижнів на коефіцієнт нерівномірності енерговиділення в WFA вторинний і становить збільшення порядку 1 %;
- 3) якщо є три або менше ТВЗА на тій самій стороні, що і WFA, то коефіцієнт нерівномірності енерговиділення незначно збільшується; але якщо ТВЗА симетрично оточують WFA, то коефіцієнт нерівномірності енерговиділення зменшується.

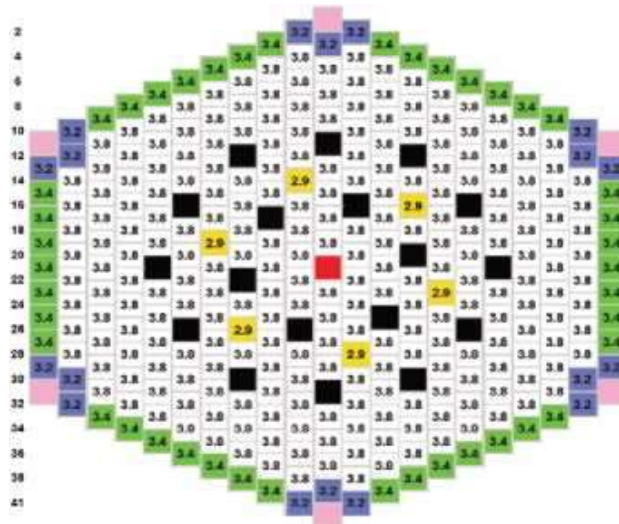


Рисунок 1.9 - Розподіл збагачення для збірки LTA-2 для 21 циклу при середньому збагаченні 3,42 % (3,69 %).

У збірці: 240 твелів із збагаченням 3,8 %, 42 - 3,4 %, 18 - 3,2 %, 6 твелів із збагаченням 2,9 % і з Р-стрижнями по кутах

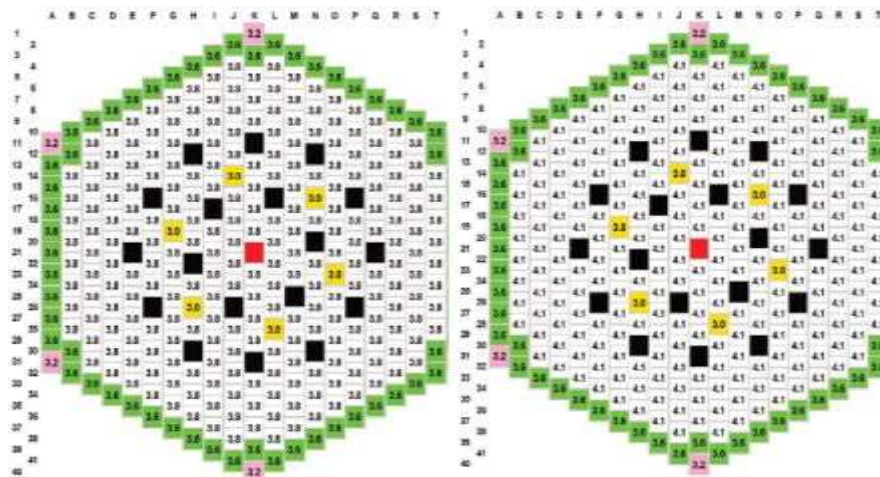


Рисунок 1.10 - Розподіл збагачення для збірки WFA1 для 21 циклу при середньому збагаченні 3,46 % (3,73 %).

У збірці: 240 твелів із збагаченням 3,8 %, 60 - 3,6 %, 6 - 3,2 %, 6 твелів - 3,0 %

Рисунок 1.11 - Розподіл збагачення для LPA2 для 21 циклу при середньому збагаченні 3,67 % (3,97 %).

У збірці: 240 твелів із збагаченням 4,1 %, 60 - 3,6 %, 6 - 3,2 %, 6 твелів - 3,0 %

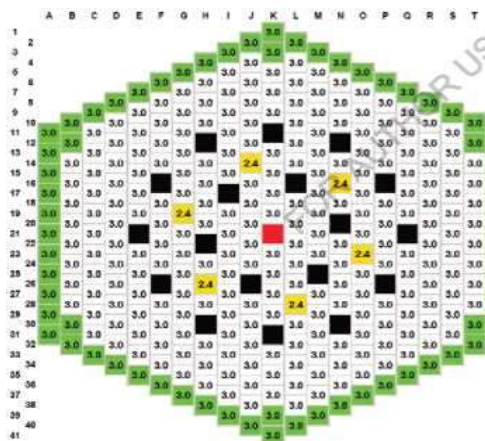


Рисунок 1.12 - Розподіл збагачення для збірки ТВ3А1 для 21 циклу при середньому збагаченні 2,98 % (3,97 %).

У збірці: 306 твелів із збагаченням 3,0 % і 6 твелів із збагаченням 2,4 %

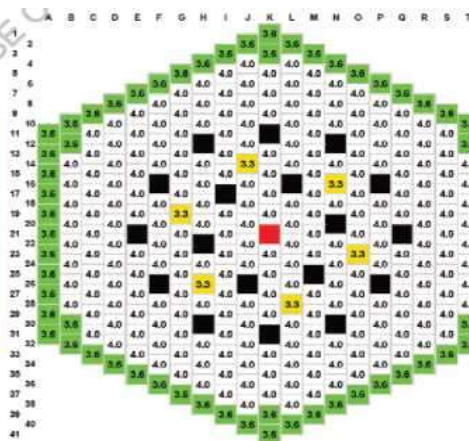


Рисунок 1.13 - Розподіл збагачення для збірки ТВ3А2 для 21 циклу при середньому збагаченні 3,9 % (3,97 %).

У збірці: 240 твелів із збагаченням 4,0 %, 66 - 3,6 %, 6 твелів із збагаченням 3,3 %

Основні заходи з модернізації WFA для українських АЕС були спрямовані на запобігання відомих проблем для реакторів типу PWR і ВВЕР, пов'язаних з викривленням/деформацією в процесі експлуатації твелів і інших конструкцій ТВЗ (в тому числі виходячи з досвіду перших поставок ТВЗ VV6 компанії Westinghouse для АЕС Темелін [5]), які призводять до неповного введення поглинаючих стрижнів (Incomplete Rod Insertion - IRI).

Слід зазначити, що поставлені на АЕС Темелін вихідні ТВЗ VV6 істотно відрізняються від WFA, призначених для українських АЕС. Основні відмінності, що впливають на можливість неповного введення поглинаючих стрижнів, для кожної з цих двох конструкцій ТВЗ:

1) матеріал направляючої трубки ZIRLO для WFA при опроміненні забезпечує зростання і рівні повзучості менші, ніж для VV6 (цірколой-4), що призводить до зниження вигину ТВЗ;

2) конструкція WFA включає 16-ь дистанціонуючих решіток, в той час як в VV6 використовується тільки 9-ь. Збільшення кількості решіток зменшує відстань між решітками, що впливає на жорсткість направляючих труб і

зменшує величину вигину i , як наслідок, знижує тяглові зусилля для кластеру RCCA.

1.2 Вдосконалення конструкцій ТВЗ типу VV6

Конструкція ТВЗ типу VV6 була вдосконалена за рахунок додавання амортизатора «труба-в-трубі» для усунення недоліків конструкції і використання напрямних з ZIRLO. Крім того, метод кріплення дистанціонуючих решіток був замінений з одного виступу на подвійний для збільшення жорсткості бічного краю конструкції ТВЗ. Метод кріплення дистанціонуючих решіток з використанням подвійного виступу також втілений в конструкції WFA для українських реакторів. Подвійний виступ в місці розташування кожної сітки в порівнянні з одним виступом схематично показаний на рисунку 1.14 для конструкцій LTA і WFA [3].

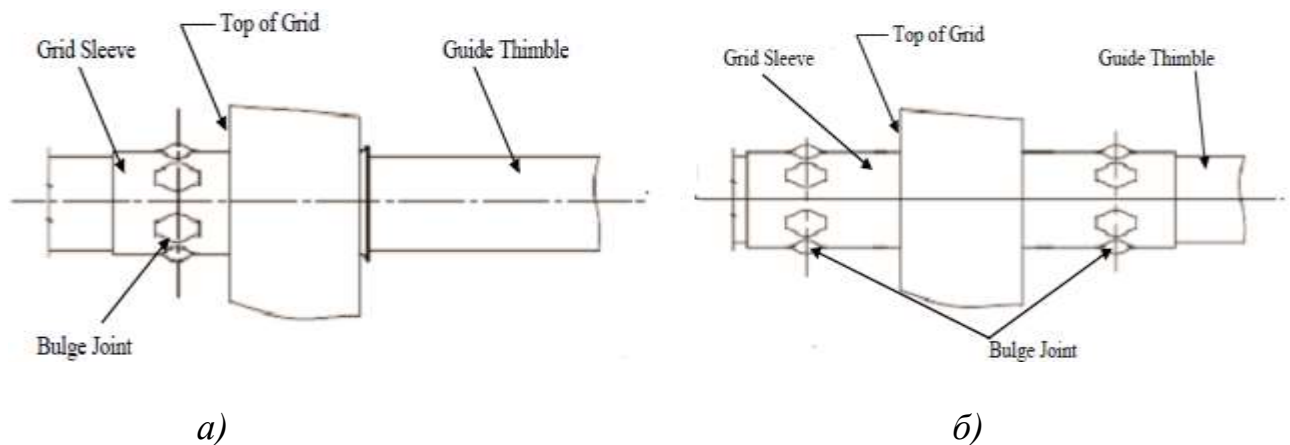


Рисунок 1.14 - Конструкції кріплення дистанціонуючих решіток [3] для:
а) LTA; б) WFA

Ефект цих модернізацій конструкції ТВЗ представлений на рисунку 1.15 в показниках збільшення запасу поперечної жорсткості і показує відносне порівняння з поперечною жорсткістю конструкції VV6. Механічні випробування підтвердили, що зазначена модернізація WFA еквівалентна успішно працюючим ТВЗ Westinghouse з квадратною решіткою твелів.

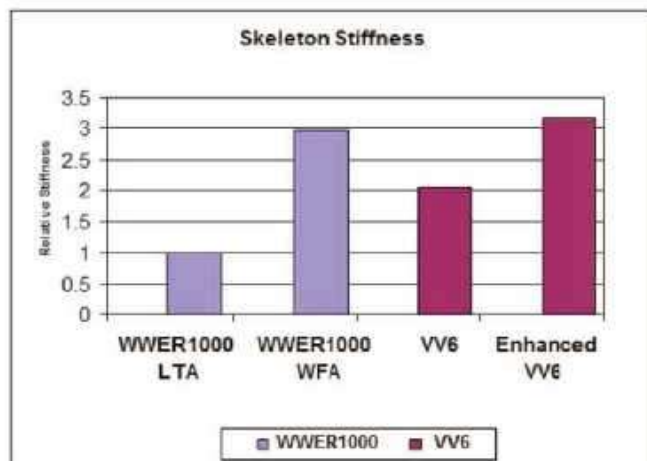


Рисунок 1.15 - Запаси за поперечною жорсткістю для LTA, WFA і VV6 (первинна і після модернізації) [3]

Конструктивні особливості WFA наступні.

1. З'ємна верхня головка: пружинний пристрій для забезпечення оптимальної жорсткості пружин. Конструкція дозволяє перевіряти і ремонтувати кожен окремий твел, а також усуває потенційний ризик від незакріплених деталей.

2. Верхня решітка виконана зі сплаву інконель і має пружини для мінімізації вигину твелів.

3. Нижня решітка з інконель з більш високою жорсткістю пружиною, що забезпечує утримання штанги протягом всього терміну служби і усуває фреттинг «решітка-твел».

4. Проміжні решітки виконані з Zr-1% Nb подвійним методом (див. рисунок 1.14) для підвищення поперечної жорсткості і стійкості до викривлень.

5. Хвостовики напрямних труб виконані з ZIRLO для підвищення і стійкості до вигину збірки.

6. Оболонки твелів виконані з ZIRLO, який має покращені механічні властивості і корозійну стійкість (в тому числі стійкість до змін водно-хімічного режиму теплоносія).

7. Матеріал вигоряючого поглинача Gd_2O_3 забезпечує зниження витрат на паливний цикл при високій глибині вигорання палива.

1.3 Програма перевірки LTA партії з 42-х WFA

У березні 2011 р. після закінчення 21-ї паливної кампанії партія з 42-х WFA була піддана програмі обстежень, яка включала [3]: візуальний огляд; вимірювання тяглових зусиль кластеру; вимірювання тяглових зусиль ТВЗ; вимірювання відносної довжини ТВЗ; випробування на течі. Програма перевірки в 2011 р. була успішно завершена в повній відповідності до встановлених вимог.

Основні відмінності між проєктними для ВВЕР ТВЗА і альтернативними WFA, які полягають в конструкціях ТВЗ і твелів, а також в просторових розподілах збагачення ядерного палива, можуть впливати на ядерну безпеку.

Конструкційні відмінності ТВЗ пов'язані в основному з тим, що додаткові «укріплювальні» конструкції WFA призводять до відносного збільшення сумарного коефіцієнта гідравлічного опору (КГО). Збільшення КГО при інших рівних умовах призводить до зниження витрати і швидкості теплоносія, а відповідно до погіршення умов тепловіддачі і підвищення температури оболонок твелів, що необхідно враховувати при аналізі безпеки.

Відмінності збірок WFA від проєктних для ВВЕР ТВЗА, пов'язані зі зміцненням конструкцій WFA, спрямовані на підвищення надійності реакторних конструкцій. Однак техрешення по зміцненню WFA недостатньо ефективно запобігають першопричини виникнення деформацій/порушення цілісності твелів, викликаних як зовнішніми (по відношенню до оболонки), так і внутрішніми циклічними і/або статичними навантаженнями. Зокрема, в результаті післяексплуатаційного обстеження WFA на Південно-Українській АЕС (після 20-ї кампанії) була виявлена розгерметизація одного з твелів: для Xe^{131} активність була $7,5 \cdot 10^{-8}$ Ку/кг; для Xe^{133} - $2,6 \cdot 10^{-6}$ Ку/кг [3].

Внутрішні, неприпустимі для надійності, навантаження можуть бути викликані процесами безпосередньо в паливній матриці і газовому зазорі в результаті порушень умов нормальної експлуатації; а зовнішні - різними

видами теплогідродинамічних нестійкостей теплоносія (в тому числі ті, які спричиняють підвищений вібраційний стан) [5]. Зміцнення конструкцій ТВЗ і заміна матеріалу оболонки твелу не запобігають в загальному випадку виникненню неприпустимих для надійності твелу як внутрішніх, так і зовнішніх навантажень. Наприклад, при виникненні умов підвищеного вібраційного стану твела або термоакустичній нестійкості теплоносія додаткові кріплення можуть знизити амплітуди деформацій, однак, не виключає безпосередньо процеси, що викликали ці явища. В результаті цього, місця кріплень твелу відчують підвищене циклічне навантаження, яке через деякий час може призвести до неприпустимої деформації або порушення цілісності оболонки твелу.

Конструкційні особливості WFA, пов'язані зі змінним збагаченням ядерного палива по висоті твелу і підвищеним енерговиділенням від сусідніх твелів в місцях «несучих» конструкцій збірок (Р-стрижні), також не знижують загальний рівень безпеки. Усунення негативних наслідків цих особливостей при експлуатації WFA можливе шляхом ефективною модернізації систем внутрішнього реакторного контролю [6] і розміщення твелів з більш низьким збагаченням в місцях Р-стрижнів [4].

1.4 Висновки за розділом 1

1. Досліджена ядерна та екологічна безпека при диверсифікація паливних збірок типу ВВЕР на досвіді АЕС Темелін (Чехія), а саме основні відмінності між проєктними для ВВЕР ТВЗА і альтернативними WFA і негативні ефекти, які це спричиняють (деформації твелів, фреттинг та ін.). Відповідно проведений аналіз ефективності модернізацій, які були здійснені для усунення проблем, спричинених диверсифікацією ядерного палива.

2. Визначено, що LTA продемонстрували повну сумісність з проєктним ядерним паливом і конструкціями реактору, а подальша експлуатація продемонструвала адекватність експлуатаційних меж і вимог надійності для декількох паливних кампаній реактору.

3. Обґрунтовано, що особливості WFA не знижують загальний рівень безпеки. Усунення негативних наслідків цих особливостей при експлуатації WFA можливе шляхом ефективної модернізації систем внутрішнього реакторного контролю [6] і розміщення твелів з більш низьким збагаченням в місцях Р-стрижнів [4].

РОЗДІЛ 2. АНАЛІЗ РЕЗУЛЬТАТІВ І ДОСВІДУ МОДЕЛЮВАННЯ МОЖЛИВИХ АВАРІЙ В ЯЕУ З ВВЕР ДЕТЕРМІНІСТИЧНИМИ КОДАМИ

2.1 Недостатня обґрунтованість отриманих результатів моделювання аварій завантаження WFA в ВВЕР і/або «надлишково» консервативні положення.

Відповідно до ядерного законодавства України за будь-якої модернізації реакторної установки (в тому числі і диверсифікації ТВЗ) необхідний відповідний аналіз безпеки, який традиційно полягає в моделюванні всього спектру можливих проєктних і запроєктних аварій.

Проведений в роботі [7] попередній експертний аналіз здійсненності критеріїв безпеки при змішаних загрузках ТВЗА і WFA реакторів типу ВВЕР із застосуванням коду RELAP5/V3.2 для максимальної проєктної аварії (МПА) показав, що відмінності КГО визначають температуру оболонок твेलів WFA $T_{об}$ на кілька сотень градусів більше відповідних значень для ТВЗА, а при максимально допустимій за проєктом температурі теплоносія системи аварійного охолодження активної зони (CAOЗ) 90 °C критерії безпеки взагалі не виконуються: $T_{об} > 1200$ °C (таблиця 2.1) [7].

Таблиця 2.1 - Результати моделювання МПА по відмінності температури оболонок твелів WFA і ТВЗА ($\Delta T_{об} = T_{об} (WFA) - T_{об} (ТВЗА)$) для різних варіантів завантаження активної зони [7]

Варіант завантаження	Температура води CAOЗ, °C	1-й пік температури оболонок, °C	$\Delta T_{об}$ 1-го піку $T_{об}$, °C	2-й пік температури оболонок, °C	$\Delta T_{об}$ 2-го піку $T_{об}$, °C
42 WFA + 121 ТВЗА	70	867*	-7	1099	250
163 ТВЗА	70	874*	—	849	—
163 WFA	70	850*	-24	1074	225
163 WFA	90	850*	-24	1320	—

* Ці розрахункові значення, наведені в [7], мають суперечливий характер, так як визначають $\Delta T_{об} < 0$ для 1-го піку температури оболонок твелів.

При цьому необхідно враховувати, що при аналізі запроектованих аварій вплив цих розбіжностей в значеннях $\Delta T_{об}$ може бути ще більш істотним для оцінки критеріїв ядерної безпеки і формального переходу цілих груп запроектованих аварій без пошкодження ядерного палива в статус важких аварій.

Таким чином, згідно з отриманими в [7] результатами моделювання аварій, завантаження WFA в ВВЕР знижує загальний рівень ядерної безпеки. Для виключення цих наслідків в [7] пропонується знизити консерватизм аналізу ядерної безпеки, застосувавши температуру теплоносія САОЗ не більше 70 °С. Однак такий підхід вимагає перегляду проєктних критеріїв безпеки та узгодження з проєктними і конструкторськими організаціями реакторної установки (РУ) в ВВЕР-1000.

Однак при моделюванні узагальнюючих проєктних аварій в [7] використовувалися окремі недостатньо обґрунтовані і/або «надлишково» консервативні положення:

2.1.1 Відсутність змішування потоків теплоносія в різних ТВЗ.

Конструкції WFA/ТВЗА, а також гідродинамічні режими з розвиненою турбулентністю визначають можливість інтенсивного змішування потоків теплоносія на більшій частині висоти ТВЗ. Необхідною умовою змішування потоків на більшій частині висоти ТВЗ є контактне розташування «безчохольних» ТВЗ.

Необхідна умова повного гідродинамічного змішування потоків теплоносія в бесчохольних ТВЗ:

$$\xi_{по} \ll \xi_{пр}, \quad (2.1.1.1)$$

де $\xi_{по}$, $\xi_{пр}$ - коефіцієнт гідравлічного опору поперечного та поздовжнього потоку теплоносія відповідно.

Коефіцієнт гідравлічного опору змішування потоків $\xi_{\text{по}}$ для характерної «упаковки» твелів в ТВСА/WFA можна оцінити за відомою напівемпіричною залежністю [8]

$$\xi_{\text{по}} = \frac{0,3164}{Re_{\text{по}}^{0.25}} \quad (2.1.1.2)$$

де $Re_{\text{по}}$ - критерій Рейнольдса за поперечною швидкістю теплоносія.

З урахуванням верифікаційних результатів моделювання розподілу абсолютних значень поперечних і поздовжніх швидкостей теплоносія в повномасштабних ТВЗ ВВЕР [9], а також даних [7] по КГО ТВЗА/WFA умова повного гідродинамічного змішування потоків теплоносія виконується як для робочих, так і для аварійних режимів.

Крім того, необхідно відзначити, що зміцнення конструкцій WFA є додатковим «турбулізатором» активної зони, яке інтенсифікує змішування потоків з контактуючими ТВЗ і збільшує критичні теплові потоки q_{cr} , які визначають умови закризового теплообміну. Критична густина теплового потоку (КТП) в каналі з «турбулізаторами» визначається відомим співвідношенням [10]:

$$q_{\text{cr}} = q_{\text{cr}} \sqrt{\sum_{i=1}^n \Delta q_i^2} \quad (2.1.1.3)$$

де q_{cr} - КТП без «турбулізаторів»; Δq_i ; - ефективність одного «турбулізатору»:

$$\Delta q_i = 4.5 \cdot 10^{-3} p_w (P/P_{\text{кр}})^{0.25} (1-x)^{0.7} (F_m/F_0) \exp(-z_i/l_p), \quad (2.1.1.4)$$

де pw - масова швидкість потоку теплоносія; P - тиск; $P_{кр}$ - критичний тиск; x - масовий паровміст; F_m/F_0 - відношення міделевого перерізу «турбулізатора» до площі прохідного перерізу теплоносія; z_i - відстань від i -го «турбулізатору» до розглянутого перерізу; l_p - довжина релаксації:

$$l_p = 0,18(1 - 2 pw^3)^{0,12}. \quad (2.1.1.5)$$

Аналіз показує, що ефект збільшення КТП за рахунок додаткових «турбулізаторів» WFA більш істотний в порівнянні з ефектом зниження КТП в результаті відносного зниження витрат через ТВЗ, так як $q_{cr0} \sim (pw)^{0,2}$ [10].

У розрахунково-експериментальних дослідженнях [11] аналізувалися процеси перемішування в напірній і збірній камерах реакторів типу ВВЕР для режимів з несиметричною роботою циркуляційних петель. Отримані в [11] результати підтвердили обґрунтованість моделей повного перемішування теплоносія в режимах з несиметричною роботою циркуляційних петель навіть в умовах «млявої» природної циркуляції. Розглянуті в [11] умови і режими є значно більш консервативними по відношенню до процесів перемішування потоків теплоносія в контактуючих безцохольних ТВЗ, що визначає необґрунтованість моделей відсутності змішування потоків теплоносія в контактуючих ТВЗА і WFA.

2.1.2 Збільшення потужності тепловиділень на 10 % після зупинки реактора системою аварійного захисту.

Після спрацювання аварійного захисту потужності тепловиділень ядерного палива різко знижуються і процеси теплообміну зводяться до відведення залишкових тепловиділень, викликаних впливом γ - і β -випромінювань, «запізнілих» нейтронів, термічного стану конструкцій реактору та інших ефектів. Потужність залишкових тепловиділень через кілька секунд аварійного процесу становить не більше 7 % від потужності

тепловиділень реактору в номінальних робочих режимах [10]. При цьому прийняте в [7] консервативне збільшення на 10 % залишкових тепловиділень вимагає відмінності в конструкціях і термічних опорах твелів ТВЗА і WFA, які пов'язані в основному з різною товщиною паливної матриці і газового зазору, матеріалом оболонок, а також з розбіжністю теплофізичних властивостей, які визначаються різною технологією виготовлення і збагачення ядерного палива. Наприклад, відмінності в товщині паливних матриць твелів WFA і ТВЗА [4] призводить до відносного збільшення термічного опору R_T твелів WFA по відношенню до твел ТВЗА. При цьому збільшення R_T має подвійний ефект: з одного боку, збільшення R_T призводить до зниження температури оболонки твелу (за інших рівних умов), а з іншого боку - до відносного збільшення температури ядерного палива.

2.2 Вплив відмінностей WFA від проєктних ТВЗА на зміну рівня безпеки РУ з ВВЕР на основі фундаментальних положень теплогідродинаміки ядерних реакторів.

Розглянемо вплив відмінностей WFA (при частковому завантаженні ними активної зони реактору в рамках моделі «незмішування» потоків) від проєктних ТВЗА на зміну рівня безпеки РУ з ВВЕР на основі фундаментальних положень теплогідродинаміки ядерних реакторів.

Основною причиною зміни гідравлічних характеристик активної зони ВВЕР в даному випадку є наслідки модернізації зі зміцнення конструкції і підвищення надійності WFA, в тому числі для запобігання деформації твелів. Збільшення КГО, яке виникло (внаслідок додаткових конструкцій WFA) призводить до відносного зменшення витрати і середньої швидкості теплоносія, а відповідно і до зменшення інтенсивності теплообміну на зовнішній поверхні твелів.

Гранична умова теплообміну на поверхні твелу:

$$q_T = \alpha(T_{об} - T_T) \quad (2.2.1)$$

де q_T – густина теплового потоку від твелу, що визначається термічним станом і властивостями паливної матриці і термічним опором твелу R_T ; α - коефіцієнт тепловіддачі на поверхні твелу; $T_{об}$, T_T - температура оболонки твелу і теплоносія відповідно.

Тоді розбіжності температур оболонок твелів WFA і ТВЗА в поточний момент часу (в припущенні ідентичності q_T):

$$\Delta T_{об} = T_{об}(WFA) - T_{об}(TB3A) = q_T \left[\frac{1}{\alpha(WFA)} - \frac{1}{\alpha(TB3A)} \right] \quad (2.2.2)$$

Показник зміни інтенсивності тепловіддачі $\kappa_T = \alpha(WFA)/\alpha(TB3A)$ в даному випадку визначається показником зміни середньої швидкості теплоносія v :

$$\kappa_T = \frac{v(WFA)}{v(TB3A)} \quad (2.2.3)$$

Відповідно до відомих феноменологічних залежностей для режимів/умов теплообміну і фазового стану теплоносія в ядерних реакторах (в тому числі використовуваних в різних кореляціях коду RELAP5): $\alpha \sim v^n$, де $n \leq 1$ [10] (таблиця 2.2).

Відповідно залежність показників зміни інтенсивності тепловіддачі і швидкості теплоносія:

$$\kappa_T = (\kappa_v)^n, \quad (2.2.4)$$

а поточні розбіжності по температурі оболонок твелів:

$$\Delta T_{об} = q_{\tau} \left[\frac{1}{(\kappa_v)^n \alpha(WFA)} - \frac{1}{\alpha(TBCA)} \right] = \frac{q_{\tau}}{\alpha(TBCA)} \frac{1 - (\kappa_v)^n}{(\kappa_v)^n} \quad (2.2.5)$$

Таким чином, розбіжності поточних значень температур оболонок WFA і ТВЗА в припущенні ідентичності конструкцій і термічних опорів R_{τ} твелів визначаються показниками зміни середньої швидкості теплоносія κ_v і відношення інтенсивності внутрішнього і зовнішнього теплообміну твелів:

$$\kappa_q = \frac{q_{\tau}}{\alpha(TBCA)} \quad (2.2.6)$$

У разі відсутності ідентичності конструкцій і термічних опорів твелів поточні розбіжності по температурі оболонок WFA і ТВЗА

$$\Delta T_{об} = \frac{1 - (\kappa_v)^n}{(\kappa_v)^n} \frac{q_{\tau}(WFA) - q_{\tau}(TBCA)}{\alpha(TBCA)} \quad (2.2.7)$$

Таблиця 2.2 - Відомі кореляції для теплообміну на поверхні твелу

Режим теплообміну	Кореляції для теплообміну	Примітка
Примусова конвекція однофазного теплоносія	Кореляція Діттуса-Боелтера [14]: $Nu = 0,023 Re^{0,8} Pr^{0,4} \varepsilon \pm 20\%$, де Nu – критерій Нуссельта; Re – критерій Рейнольдса; Pr – критерій Прандтля; для трикутної упаковки $\varepsilon = 1,1[1,1(s/d_\tau)^2 - 1]^{0,1}$; для квадратної упаковки $\varepsilon = 1,1[1,27(s/d_\tau)^2 - 1]^{0,1}$	1. Область застосування: $Re > 2000$. 2. Для ламінарного режиму $\alpha = 4\lambda/D_\tau$. 3. Застосування для різних модифікацій RELAP5
	Кореляція для поздовжнього обтікання пучка твелів [10]: $Nu = A Re^{0,8} Pr^{0,4} \pm 15\%$, де $A = 0,0165 + 0,02(1 - 0,91x^{-2})x^{0,15}$; $x = s/d_\tau$ – відносний крок розташування твелу в ТВЗ	Область застосування Трикутна і квадратна упаковка стрижнів $Re = 5 \cdot 10^3 - 5 \cdot 10^5$ $Pr = 0,7 - 20$ $x = 1,1 - 1,8$
	Для щільної упаковки твелів ($x < 1,2$): $A = 0,02[1 - \exp[-40(x-1) - 0,15\sqrt{\varepsilon_k}] + 0,02(x-1)] \pm 20\%$, де ε_k – безрозмірний ефективний коефіцієнт теплопровідності (параметр наближеного теплового потоку) твелу	$Re = 5 \cdot 10^3 - 5 \cdot 10^5$ $Pr = 0,7 - 20$ $\varepsilon_k \geq 7$
Тепловіддача при вільній змішаній конвекції	При вільній конвекції, викликаній різницею щільності циркулюючого середовища [10]: $Nu = C Ra_m^n \pm 15\%$, де $Ra_m^n = Gr_m Pr_m$; $Gr = g\beta q_v d^4 / (v^2 \lambda)$ – критерій Грасгофа; Ra – критерій Релея для ламінарного режиму ($Ra_m = 10^3 - 10^9$) $C = 0,32 - 0,66$; $n = 0,25$; для турбулентного режиму ($Ra_m > 10^9$) $C = 0,32 - 0,66$; $n = 0,25$. При попутній змішаній конвекції: для $Ra/Re^2 < 10^{-4}$ $Nu/Nu_0 = [1 + 720(Ra Re^{-2})]^1 \pm 10\%$;	У розрахункових кодах (в тому числі RELAP) для вільної конвекції [14]: $Nu_m = Gr^{1/3} Pr^{1/3}$ при $GrPr \geq 10^{11}$; $Nu_m = 0,6 Gr^{1/4} Pr^{1/4}$ при $GrPr \leq 10^9$; $Nu_m = 0,021 Gr^{1/4} Pr^{1/4}$ при $10^9 < GrPr \leq 10^{11}$
		Область

Тепловіддача при кипінні	для $Ra/Re^2 > 10^{-4}$ $Nu/Nu_0 = 3,97(Ra Re^{-2})^{1/3}$, де $Nu_0 = (\xi/8) Re Pr [K + 12,7\sqrt{\xi/8}(Pr^{2/3} - 1)]^1$; $\xi = (1,82 \lg Re - 1,64)^{-2}$; $K = 1 + 900 Re^{-1}$; $Ra = g\beta d^4 (dt/dx)/(va)$	застосування: $Re = 3 \cdot 10^2 - 3 \cdot 10^4$ $Ra = 5 \cdot 10^3 - 8 \cdot 10^6$ $Pr = 2 - 6$
	Кореляції для теплообміну	Примітка
	При зустрічній змішаній конвекції [10]: $Nu/Nu_0 = [1 + 0,031(Ra Re^{-1})]^{1/3} - 0,15 \exp\{-2[Ra Re^{-1} - 8]\}$	$Re = 3 \cdot 10^2 - 2,5 \cdot 10^4$ $Ra = 5 \cdot 10^3 - 1,3 \cdot 10^7$ $Pr = 2 - 6$
Режим теплообміну	При поверховому (недогрітому) кипінні [10]: $\alpha = \alpha_0 \left\{ 1 + \left[\alpha_0 \left(\frac{1}{\alpha_k} - \frac{T_s - \bar{T}_f}{q_T} \right) \right]^{-3/2} \right\}^{2/3} \pm 10\%$, де q_T – щільність теплового потоку твєлу; $T_s - \bar{T}_f$ – недогрів до температури насичення; α_k – коефіцієнт тепловіддачі однофазного теплоносія; $\alpha_0 = 4,34 q_T^{0,7} (P^{0,14} + 1,35 \cdot 10^{-2} P^2)$	Область верифікації: $P = 0,1 - 20$ МПа $q = 0,5 - 6$ МВт/м² $\Delta T_{нед} = 5 - 95$ °С $\rho_w = (0,5 - 3,8) \cdot 10^3$ кг/(м²*с)
	Умова початку поверхневого кипіння [10]: $\Delta T_{н.к.} = q_T \left(\frac{1}{\alpha_k} - \frac{1}{\alpha_0} \right)$. При розвинутому (насиченому) кипінні теплоносія [10]: $\alpha = \alpha_1 \sqrt{1 + 7 \cdot 10^{-9} (\rho_w r / q_T)^{3/2} (0,7 \alpha_0 / \alpha_1)^2}$, де $\alpha_1 = \sqrt{\alpha_k^2 + (0,7 \alpha_0)^2}$. Зона перегрітої пари [10]: $Nu = 0,023 Re^{0,8} Pr^{0,6}$	
	Кореляції Чена [15]: $\alpha = \alpha_{mic} S_{min} \left(1, \frac{T_{об} - T_s}{T_{об} - T_{тн}} \right) + \alpha_{mac} F$, де $\alpha_{mic} = 0,00122 \frac{\lambda_{ж}^{0,79} C_{p,ж}^{0,79} \rho_{ж}^{0,49}}{\sigma^{0,5} \mu_{ж}^{0,28} r^{0,24} \rho_{ж}^{0,24}} (T_{об} - T_s)^{0,24} (P_s - P)^{0,75}$;	1. Область верифікації: $P = 0,09 - 6,9$ МПа $\rho_w = (0,054 - 4,07) \cdot 10^3$ кг/(м²*с); недогріте розвинене кипіння. 2. Використовується в більшості кодів (в тому числі RELAP).

Тепловіддача при закритому теплообміні		3. Параметри S і F не відображають реального впливу
	Кореляції для теплообміну	Примітка
	$\alpha_{\text{мас}} = 0,023 \text{Re}^{0,8} \text{Pr}^{0,4} \frac{\lambda_{\text{ж}}}{D_{\text{г}}};$ фактор заглушення кипіння $S = \begin{cases} (1 + 0,12 \text{Re}_m^{1,14}) & \text{при } \text{Re}_m < 32,5, \\ (1 + 0,12 \text{Re}_m^{0,78}) & \text{при } \text{Re}_m \geq 32,5; \end{cases}$ фактор інтенсифікації конвективного теплообміну $F = \begin{cases} 1 & \text{при } X_{\text{н}}^{-1} \leq 0,10, \\ 2,35(X_{\text{н}}^{-1} + 0,213) & \text{при } X_{\text{н}}^{-1} > 0,10; \end{cases}$ параметр Локкарта-Мартінееллі $X_{\text{н}}^{-1} = \left(\frac{x}{1-x} \right)^{0,9} \left(\frac{\rho_{\text{ж}}}{\rho_{\text{п}}} \right)^{0,5} \frac{\mu_{\text{ж}}}{\mu_{\text{п}}};$ $\text{Re}_m = 10^{-4} \frac{\rho w (1-\varphi) D_{\text{г}}}{\mu_{\text{ж}}} F^{1,25}$	На основі аналізу узагальнених експериментальних даних для відносно невеликих q кореляція дає заниження оцінки [14].
	$\alpha = 0,023 \frac{\lambda_{\text{п}}}{D_{\text{г}}} \left\{ \text{Re}_{\text{п}} \text{Pr}_{\text{п}} \left[x + \frac{\rho_{\text{п}}}{\rho_{\text{ж}}} (1-x) \right] \right\}^{0,8} \text{YK} \quad [10],$ де $\lambda_{\text{п}}$ – теплопровідність пари; $D_{\text{г}}$ – гідравлічний діаметр прохідного перерізу; $\text{Re}_{\text{п}} = \rho w D_{\text{г}} / \mu_{\text{п}}$; ρw – масова швидкість теплоносія; $\mu_{\text{п}}$ – динамічна в'язкість пара; $\text{Pr}_{\text{п}}$ – критерій Прандтля; $\rho_{\text{п}}, \rho_{\text{ж}}$ – щільність пари і рідини відповідно; x – масовий паровміст; $\text{Y} = 1 - 0,1(\rho_{\text{ж}}/\rho_{\text{п}} - 1)^{0,4} (1-x)^{0,4}$; $\text{K} \cong 1,1s/d_{\text{т}} - 0,26$ – показник впливу компонування твелів в ТВЗ, мінімальний $\text{K} = 0,3 + (s/d_{\text{т}} - 1)^{0,25}$; $s/d_{\text{т}}$ – відносний крок розташування твелів	Область застосування: $P = 4\text{--}22 \text{ МПа}$ $\rho w = 1000\text{--}2000 \text{ кг/(м}^2\text{*с)}$ Похибка $\pm 25 \%$
	$\alpha = 3,27 \cdot 10^{-3} \frac{\lambda_{\text{п}}}{D_{\text{г}}} \left\{ \text{Re}_{\text{п}} \text{Pr}_{\text{п}} \left[x + \frac{\rho_{\text{п}}}{\rho_{\text{ж}}} (1-x) \right] \right\}^{0,9} \text{Pr}_{\text{п}}^{1,32} \text{Y}^{-1,5} \text{K} \quad [10]$	$400 \leq \rho w \leq 5300 \text{ кг/(м}^2\text{*с)}$
Режим теплообміну	Умова закритого теплообміну: $q \geq q_{\text{кр}}$.	Рекомендований

Режим теплообміну	Метод ОКБ «Гидропресс» [10]:	діапазон параметрів: Р = 7,45–16,7 МПа
	Кореляції для теплообміну	Примітка
	$q_{cr} = 0,795(1-x)^n (\rho w)^m (1-0,0185P) F \Phi,$ де F – фактор форми аксіальної нерівномірності тепловиділень; Φ – фактор форми радіальної нерівномірності; $n = 0,105P - 0,5$; $m = 0,311(1-x) - 0,127$; $F = \left[\frac{1}{q_{cr} I} \int_{I_{cr}-I}^{I_{cr}} q(z) dz \right]^{n_1};$ $n_1 = 3,79 - 19,6\pi + 17,9\pi^2$; $\pi = P / P_{кр};$ $\Phi = \left\{ 1 + 1,14 We^{0,25} \left[\frac{q_{cr}}{\tilde{q}} \frac{\rho w}{(\rho w)_{cr}} \frac{d_{\tau}}{d_{\tau k}} - 1 \right] [1 - \exp(\gamma z)] \right\} / \left(r \rho w \frac{q_{cr}}{\tilde{q}} d_{\tau} K_{\gamma} \right);$ $K_{\gamma} = 42(1 + z/3,54) / [r \rho_{ж} Re^{0,2} (v_{ж} g)^{1/3}];$ $We = (\rho w)^2 d_{\tau} / (\rho_{ж} \sigma_{ж});$ $Re = \rho w d_{\tau} / \mu_{ж}; \gamma = 0,6 \exp(0,4X); X = x(z) We^{0,2}$	$\rho w = 700$– 3800 кг/(м²*с) $x = -0,07$–$0,4$ $s/d\tau = 1,34$–$1,385$ середньоквад- ратичне відхилення $13,1$ %. 2. Використо- вується в розрахункових кодах ПУЧОК, АЛЬФА, ТРАП [14], а також в останніх модифікаціях RELAP [16]. 3. Інтегральні помилки за узагальненим банку експериментальних даних [14]: середня -4 %; середньоквадратич на 17 % («-» значить, що експериментальні дані мають менші значення, ніж розрахункові)
Режим теплообміну	Метод Biasi [14]:	1. Область застосування:
	$q_{cr} = \max(q_1, q_2),$ де $q_1 = (f_p / G^{1/6}) [18,83 / (d_h^n G^{0,6})];$ $q_2 = h_p (1 - X) 38,8 / (d_h^n G^{0,6});$ $h_p = -1,159 + 0,149 P \exp(-0,019 P) + 8,99 P / (10 + P^2);$	тиск 30–100 бар; тепловой діаметр 0,3–3 см; масова швидкість 200–

$n = 0,4$ при $d_h = 1,0$ см; $n = 0,6$ при $d_h > 1,0$ см;	5500 кг/(м²*с); паровміст більше нуля. 2. Використовувався в перших версіях RELAP, ATHLET, TRAC, БАГИРА. 3. Інтегральні помилки за узагальненими експериментів [14]: середня - 33 %; середньоквадратична 35 %
Метод AECL [17]: $q_{cr} = (q_{cr})_T K_1 K_2 K_3 K_4$, де $(q_{cr})_T$ – критичний тепловий потік для труби; $K_1 = (d_h / 8)^{-1/3}$ при $d_h < 16$ мм; $K_2 = \exp[(d_h / L_p) \exp(2\gamma_n)]$ – поправка на вплив умов на вході в канал;	1. Використовується в більш пізніх версіях RELAP. В RELAP5/M3.2 також використовуються коригувальні для пучка твелів коефіцієнти Мак-Адамса [16] в залежності від конфігурації твелів в ТВЗ
Кореляції для теплообміну	Примітка
$\gamma_n = x\rho_{ж} / [x\rho_{ж} + (1-x)\rho_{п}];$ L_p – відстань до найближчої, передуючої місцю кризи, дистанціюючої решітки; $K_3 = (s / d_r, X)$ – поправка на відносну величину мінімального зазору в макроосередку; $K_4 = 1 + A \exp(-0,1L_p / d_h)$ – поправка на вплив дистанціюючої решітки; $\dot{A} = 1,5K_f^{0,5} (G/1000)^{0,2}$; K_f – коефіцієнт втрати	2. Інтегральні помилки за узагальненим банком експериментальних даних [14]: середня -41 %; середньоквадратична 43 %

	тиску сітки	
	Метод ІАЕ ім. І.В.Курчатова [18]: $q_{cr} = f_1(P) d_h^{0,333} (G d_h)^{0,2} [1 - x G^{0,4} d_h^{0,2} f_2(P) / 3,5] / [345(1 + L / 3,54)],$ де $f_1(P) = \begin{cases} 4015(1 - P / 241,4) & \text{при } 40 < P < 80 \text{ бар,} \\ 3692(1 - P / 293,2) & \text{при } 80 < P < 180 \text{ бар;} \end{cases}$ $f_2(P) = \begin{cases} 0,475(1 + P / 279) & \text{при } 40 < P < 80 \text{ бар,} \\ 0,475[1 + P / 279 + (P - 80) / 1475] & \text{при } 80 < P < 180 \text{ бар;} \end{cases}$	1. Обґрунтовано тільки для рівномірного обігріву. 2. Інтегральні помилки [14]: середня -13 %; середньоквадратична 27 %
	Метод ФЕІ [19]: $q_{cr} = q_B K_1 K_2 K_3 K_4$, де q_B – базове значення критичного теплового потоку для пучків з $d_h = 9,36$ мм и $s/d = 1,4$; $K_1 = (d_h / 9,36)^{-1/3}$ – поправка на тепловий діаметр макроячейки; $K_2 = \begin{cases} 0,82 - 0,7 \exp[-35(s/d - 1)] & \text{при } s/d < 1,1, \\ 0,2 + 0,57 s/d & \text{при } s/d > 1,1; \end{cases}$ $K_3 = 1,0 + 0,6 \exp(-0,01 L / d_h)$ – поправка на вплив вхідних пристроїв; $K_4 = 1 + A \exp(-0,1 L_p / d_h)$ – поправка на турбулізацію від дистанціонуючої решітки; L – довжина до входу в збірку; $A = 1,5 K_f^{0,5} (G / 1000)^{0,2}.$	

Залежність між густиною теплового потоку q_T і термічним опором R_T твелу:

$$q_T = \frac{T_{TM} - T_{об}}{R_T} \quad (2.2.8)$$

де в допустимому «пласкому» наближенні

$$R_T = \frac{\delta_{об}}{\lambda_{об}} + \frac{\delta_\Gamma}{\lambda_\Gamma} + \frac{\delta_T}{\lambda_T} \quad (2.2.9)$$

де $\delta_{об}$, $\delta_{г}$, $\delta_{т}$ - товщина оболонки, газового зазору і паливної матриці твелу відповідно; $\lambda_{об}$, $\lambda_{г}$, $\lambda_{т}$ - коефіцієнт теплопровідності оболонки, газового зазору і паливної матриці твелу відповідно; $T_{тм}$ – максимальна температура ядерного палива в центральній частині паливної матриці твелу.

Аналіз залежностей (2.2.8) і (2.2.9) показує, що відмінності по товщині паливної матриці і газового зазору твелів WFA и ТВЗА $\delta_{т}(WFA)/\delta_{т}(ТВЗА) = 1,1$; $\delta_{г}(WFA)/\delta_{г}(ТВЗА) = 1,1$ [4] визначають розбіжності $q_{т}(WFA)$ та $q_{т}(ТВЗА)$:

$$q_{т}(WFA) = 0,9 q_{т}(ТВЗА) \quad (2.2.10)$$

Вплив відмінностей в матеріалі і товщині оболонки твелу на $q_{т}$ ще менш значущий.

Відносно менше значення $q_{т}(WFA)$ за інших рівних умов, з одного боку, зменшує температуру оболонки твелу, а з іншого боку, збільшує температуру ядерного палива в центральній частині паливної матриці твелу.

Перепад тиску дисипативних втрат на активній зоні реактору за відсутності змішування потоків (аналог моделі [7]):

$$\Delta P_{AS} = \kappa_{AS} \frac{\rho}{2} v_A^2 \quad (2.2.11)$$

$$\Delta P_{WS} = \kappa_{WS} \frac{\rho}{2} v_W^2 \quad (2.2.12)$$

де K_{AS} , K_{WS} - сумарні КГО ТВЗА і WFA відповідно; ρ – густина теплоносія; $v_A = Q_A/F_A$, $v_W = Q_W/F_W$ - середня швидкість потоку теплоносія в ТВЗА і WFA відповідно; Q_A , Q_W - об'ємна витрата теплоносія в ТВЗА і WFA відповідно; F_A , F_W - площа прохідного перерізу ТВЗА и WFA відповідно.

Тоді з формул (2.2.11) і (2.2.12) випливає відношення середніх швидкостей теплоносія в WFA і ТВЗА (показник відмінності швидкостей)

$$K_v = \frac{v_w}{v_A} = \sqrt{\frac{K_{AS}}{K_{WS}}} < 1 \quad (2.2.13)$$

Значення КГО ТВЗА і WFA в відповідності з [7] наведені в таблиці 2.3.

Таблиця 2.3 - Значення КГО для ТВЗА и WFA [7]

КГО	ТВЗ	
	ТВЗА	WFA
КГО на вході в ТВЗ	0,71	1,03
КГО активної частини ТВЗ	8,58	12,67
КГО виходу из ТВЗ	2,58	2,49
Сумарний КГО	11,87	16,19

Відповідно до результатів розрахункового моделювання МПА в [7] (після 1-го піку $T_{06} K_q \approx 700$ °C) і встановленими значеннями КГО WFA і ТВЗА (див. таблиця 2.3) максимальні розбіжності поточних значень $\Delta T_{06} = T_{06}(WFA) - T_{06}(ТВЗА)$ згідно (2.2.5) і (2.2.13) складають не більше 115 °C (при найбільшому впливу швидкості потоку теплоносія на інтенсивність різних режимів теплообміну $n = 1$), а максимальна температура оболонки твелів WFA - 965 °C.

2.3 «Ефект користувача»

У більш реалістичних теплогідродинамічних моделях, що враховують ефекти міжкasetного змішування потоків теплоносія в «безчохольних» ТВЗ, а також більш реалістичні залежності тепловіддачі на поверхні твелу від

швидкості теплоносія при докризовому і закризовому режимах теплообміну ($n \leq 0$), максимальні розрахункові значення $\Delta T_{об}$ будуть значно меншими.

Отримані більш реалістичні оцінки максимальних значень $\Delta T_{об} < 115\text{ }^{\circ}\text{C}$ істотно менше відповідного значення в [7]: $257\text{ }^{\circ}\text{C}$ (завантаження: 42-а WFA + 163-и ТВЗА) за період від 1-го і 2-го піку значень температури оболонок твелів (див. табл. 2.1).

За результатами моделювання проєктної аварії при заклинюванні головного циркуляційного насосу (ГЦН) кодом RELAP5/M3.2 [7, 20] встановлені суттєві розбіжності у розрахунковому значенні максимальної температури оболонок твелів WFA: $751\text{ }^{\circ}\text{C}$ в [7] і $928\text{ }^{\circ}\text{C}$ в [20]. Такі результати можуть бути наслідком давно відомого так званого «ефекту користувача», який був відзначений ще в перших стандартних проблемах безпеки з верифікації теплогідродинамічних кодів аварійного моделювання: при розрахунковому моделюванні ідентичних вихідних аварійних подій з початковими і граничними умовами ідентичними кодами (в тому числі і RELAP) різними користувачами в окремих випадках результати розрахункового моделювання суттєво різнилися. Основні причини «ефекту користувача» пов'язані з різницею нодалізаційних схем розрахункового моделювання однаковими кодами, а також недостатня увага до оптимізації нодалізаційних схем: результати розрахункового моделювання не повинні залежати від рівня деталізації нодалізаційних схем в межах невизначеностей моделювання.

Вплив якості/обґрунтованості розрахункових засобів моделювання аварій і «ефекту користувача» на результати аналізу безпеки при диверсифікації активної зони реактору далі розглянемо на характерних прикладах модельованих аварій.

Відомі результати розрахунків максимальної температури оболонок твелів $T_{об}$ в процесі МПА на РУ з ВВЕР-1000, отримані різними користувачами різних кодів при різних граничних умовах, наведені в таблиці 2.4. На відміну від проєктної аварії з заклинюванням ГЦН ефект впливу умов виникнення

кризи теплообміну при оцінці максимальної $T_{об}$ для МПА не є визначальним. Більш істотний вплив на результати розрахункового моделювання надали ефекти користувача і відмінностей граничних умов розрахункового моделювання. Наприклад, застосування кореляції ОКБ «Гидропресс» [10] для критичних теплових потоків при температурі охолодження 70 °С від САОЗ (менше максимального проєктного значення 90 °С) призвело до значно меншого значення максимальної $T_{об}$ для реактору В-320 навіть при консервативно завищених залишкових тепловиділеннях: 849 – 874 °С в [7] на відміну від 1030 °С, отриманого в ЗАБ на основі «рідної» для RELAP5/M3.2 кореляції. Однак, можливо, на ці кілька несподіваних розбіжностей (по відношенню до результатів моделювання аварії з заклинюванням ГЦН) вплинув «ефект користувача» ідентичними кодами і/або недостатня оптимізація нодалізаційних схем і/або недостатня адекватність розрахункових моделей активної зони ВВЕР.

2.4 Відомі експериментальні дослідження

Як приклад обґрунтованості останнього положення можна привести результати відомих експериментальних досліджень [21] повторного заливу ТВЗ ВВЕР/PWR при МПА.

Дослідження повторного заливу знизу модельних ТВЗ PWR і ВВЕР при МПА проводилися на стендах RBHT, СВД з імітацією залишкового тепловиділення (рисунок 2.1, а, б).

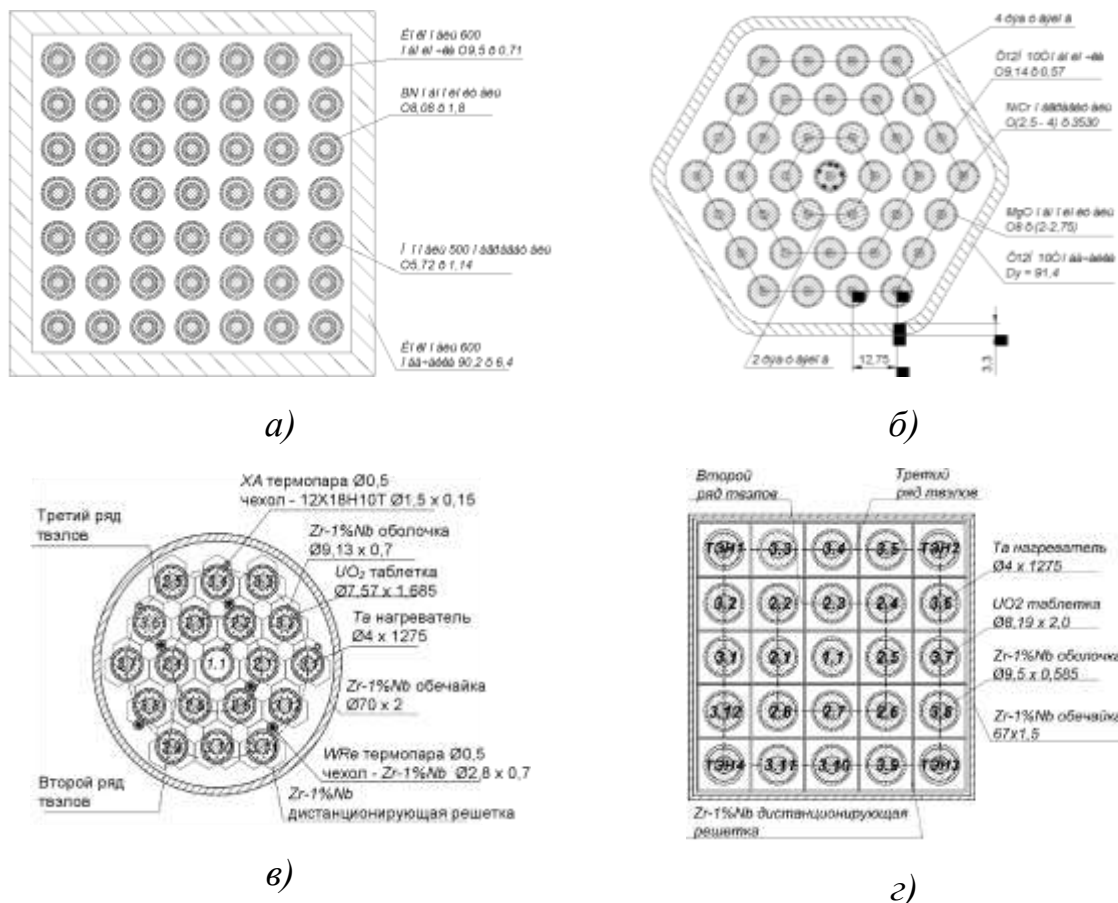


Рисунок 2.1 - Модельні тепловиділяючі збірки великомасштабних стендів:

а) 49-стрижнева PWR, RBHT; б) 37-стрижнева ВВЕР, СВД;

в) 19-стрижнева ВВЕР, ПАРАМЕТР; з) 25-стрижнева PWR, ПАРАМЕТР

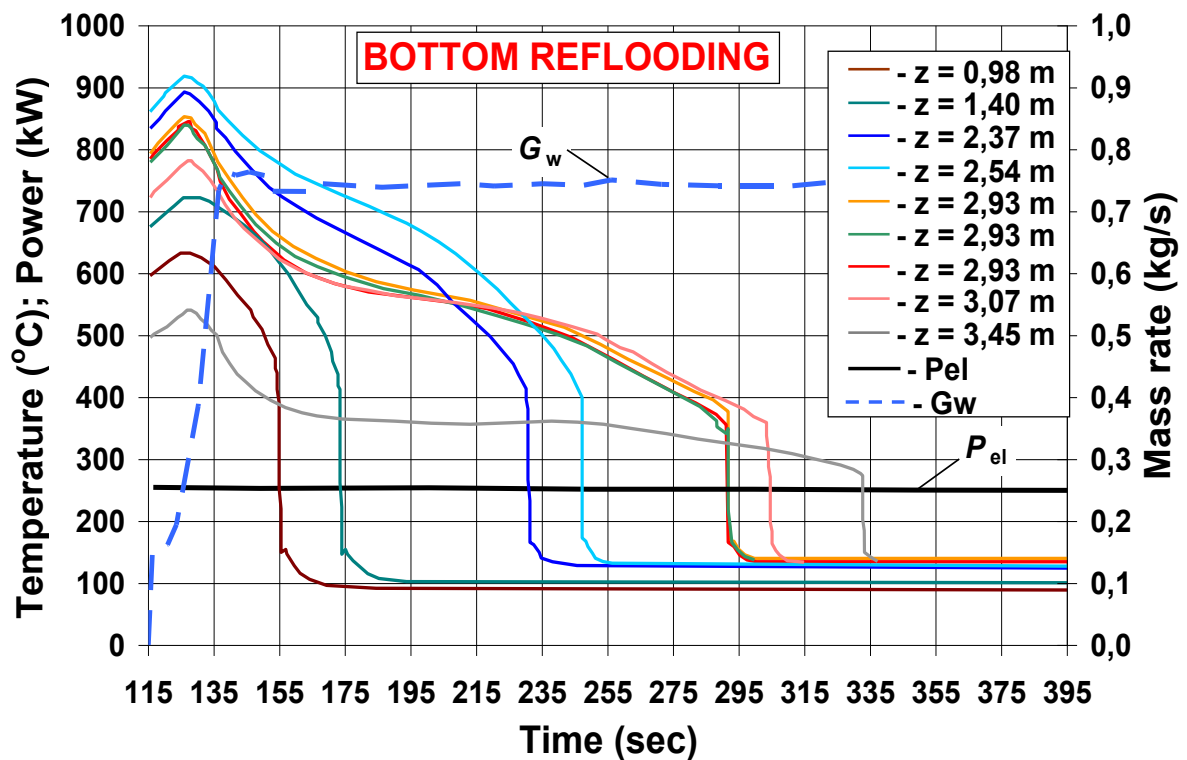
При цьому здуття і розгерметизація оболонок, взаємодія цирконієвого сплаву з водою не моделювалися та оптимальні характеристики подачі води не встановлені. Повторний залив модельних ТВЗ ВВЕР і PWR з попередньо роздутими і розгерметизуваними твелями досліджували на стенді ПАРАМЕТР (рисунок 2.1, в, з). В експериментах варіювалися швидкість подачі води і початкова температура імітаторів твелів при моделюванні залишкового тепловиділення. Запропонована балансова методика розрахунку тривалості розхолодження твелів, що описує дослідницькі дані в діапазоні температур до 1200 °С, проте застосована в умовах, коли запасене в модельній ТВЗ тепло істотно перевищує підведене в процесі повторного заливу (таблиця 2.4).

Таблиця 2.4 - Розрахункові значення максимальної температури оболонки твелу при МПА на ВВЕР-1000

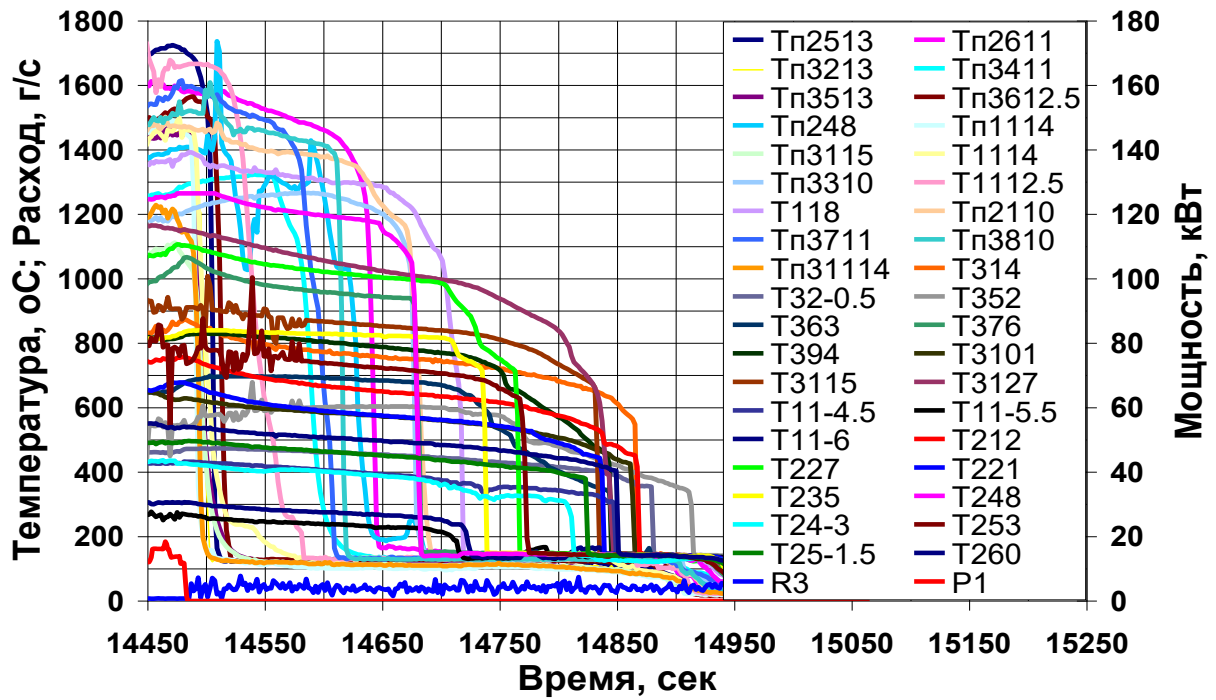
Джерело/коди	Максимальна температура оболонки твелу, °C	Примітка
GRS-B320 ATHLET, CONDRU, RALOC	775 (1-й пік)	Максимальна лінійна потужність 448 Вт/см перед аварією; час досягнення максимальної 70б на 6-й секунді
	1010 (2-й пік)	30-40-я секунда процесу
ТОБ 1 бл. ПУАЕС – В302 – ХНДПКІ RELAP5/M3.1, CONTAIN	1100	на 6-й секунді процесу
ПУАС, 1 бл. – В302 RELAP5/M3.1	897	на 6-й секунді процесу
ЗАБ 5 бл. ЗАЕС – В320 RELAP5/M3.2, CONTAIN, MELCOR	1030	Максимальна глибина окислення оболонок твелів 1,89 %; маса цирконію, що прореагував 0,67 %; температура в захисній оболонці 135 °C; тиск в захисній оболонці 0,357 МПа
ДНТЦ ЯРБ [7] – 3 бл. ПУАЕС – В320 RELAP5/M3.2	874 (1-й пік) – 6–10-та секунда	Температура від САОЗ 70 °C Використана кореляція ОКБ «Гидропресс» для критичних теплових потоків [10]
	849 (2-й пік) – 250-та секунда	

Застосовані в дослідженнях модельні тепловиділяючі збірки моделювали конструкцію штатних ТВЗ і розташування дистанціюючих решіток. Параметри модельних тепловиділяючих збірок трьох великомасштабних стендів, на яких були проведені експерименти по імітації повторного заливу, наведені в таблиці 2.5.

Експерименти, що моделюють повторний залив в умовах МПА і запроектованої аварії, склалися з декількох стадій. На рисунку 2.2 представлені температурні криві, отримані в експерименті, зміни температури оболонок імітаторів твелів в часі в різних перерізах по висоті модельних ТВЗ.



a)



б)

Рисунок 2.2 - Моделювання повторного заливу:

а) 49-стрижнева модельна ТВЗ PWR, RBHT; б) зверху 19-стрижнева модель ТВЗ ВВЕР, ПАРАМЕТР

Таблиця 2.5 - Параметри модельних збірок по дослідженню повторного заливу

Найменування параметру	RBHT	СВД	ПАРАМЕТР
ТВЕЛ			
Кількість, од. (тип)	49 (PWR)	37 (ВВЕР)	19 (ВВЕР) 25 (PWR)
Довжина частини що нагрівається, мм	3656	3530	1275
Оболонка, мм / матеріал	Ø9,5×0,71 інконель	Ø9,14×0,57 сталь	Ø9,13×0,7 Ø9,5×0,585 сплав Э-110
Таблетки, мм /	Ø8,08×1,8	Ø8×(2–2,75)	Ø7,57×1,685

матеріал	нітрид бору	окис магнію	Ø8,19×2,0 діоксид урану
Нагрівач, мм / матеріал	Ø5,72×1,14 монель 500	Ø2,5–4 ніхром	Ø4 тантал
Дистанціонуючі решітки			
Кількість, од.	7	15	6
Крок, мм/висота, мм	455 / 45	250 / 20	255 / 20
Матеріал	інконель 600	нержавіюча сталь	сплав Э-110
Обичайка			
Конфігурація / розміри, мм	квадратна, 103/6,8	шестигранна, Ду 91,2/3,3	циліндрична, Ø70×2 квадратна Ø67×1,5
Матеріал	інконель 600	нержавіюча сталь	сплав Э-110

Параметри сценаріїв цих експериментів наведені в таблиці 2.6.

Таблиця 2.6 - Параметри сценаріїв експериментів з дослідження повторного заливу

Режимний параметр / Стенд	РВНТ	СВД	ПАРАМЕТР
Витрата охолоджуючої води, г/(с-твел)	2,5 – 15	4,3	2 – 5
Недогрів до температури насичення на вході, °С	11 – 83	70 – 80	110 – 125
Електрична потужність при завантаженні, кВт/(м-твел)	0,7 – 2,3	0,62 – 1,65	0 – 0,3
Максимальна температура оболонок твелів до заливу, °С	1030 – 1150	700	850 – 1450
Тиск середовища в збірці, МПа	0,14 – 0,42	0,27 – 0,29	до 0,35

На рисунку 2.3 представлено порівняння результатів розрахунку і достовірних даних з положення фронту змочування модельних тепловиділяючих збірок від часу $z_{\text{фр}}(\tau)$ в розглянутому діапазоні режимних параметрів. Для визначення швидкості фронту змочування модельної ТВЗ і зіставлення достовірних і розрахункових даних за значеннями $z_{\text{фр}}(\tau)$ температура припинення плівкового кипіння визначалася як середня по перерізу ТВЗ температура T_0 в експериментах.

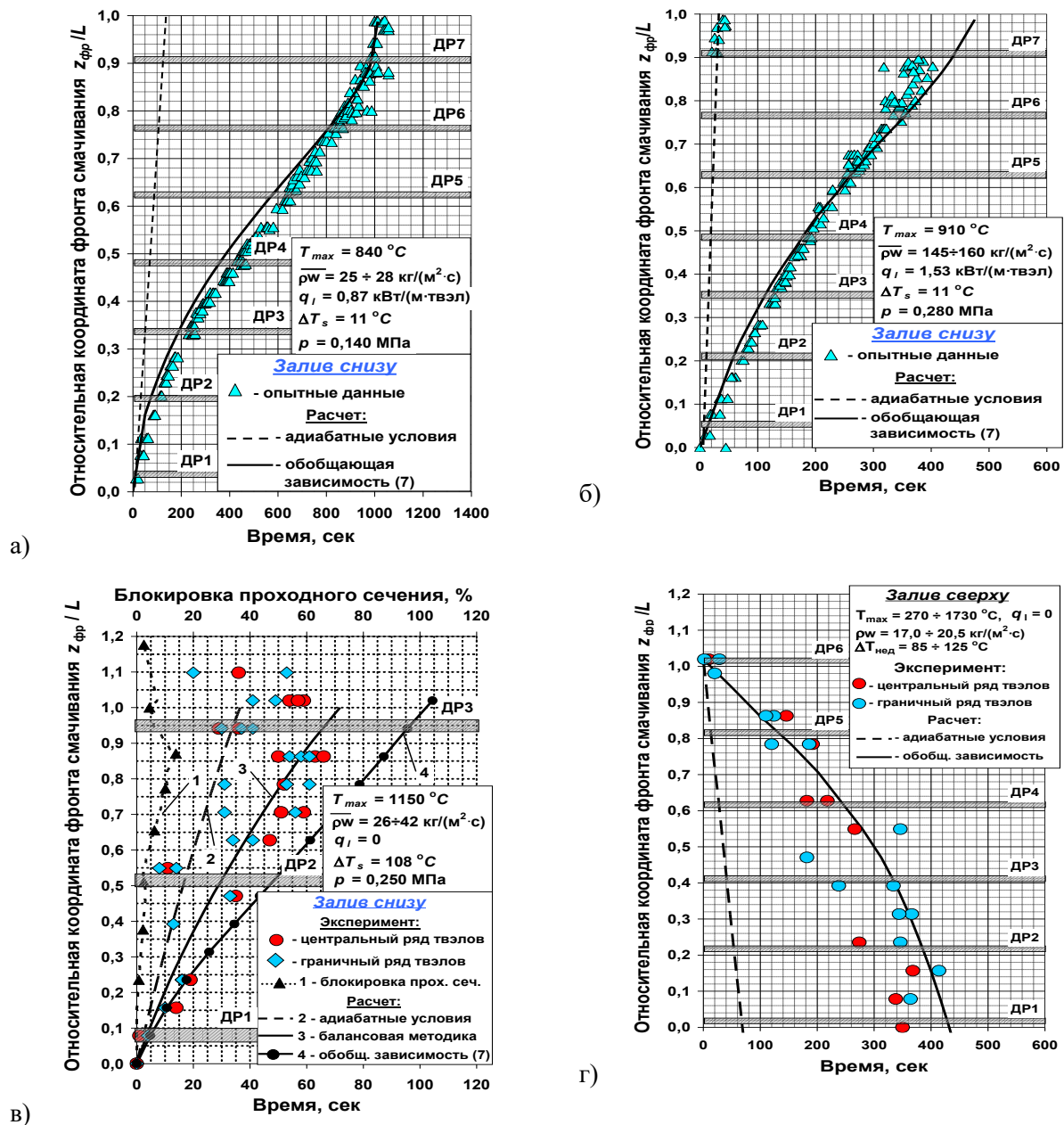


Рисунок 2.3 - Зіставлення дослідних і розрахункових даних в часі при повторному заливів:

- а) знизу 49-стрижнева ТВЗ PWR, стенд RBHT, $\rho_w = 26 \text{ кг}/(\text{м}^2 \cdot \text{с})$, $\Delta T_s = 11 \text{ }^\circ\text{C}$;
 б) знизу 49-стрижнева ТВЗ PWR, стенд RBHT, $\rho_w = 152 \text{ кг}/(\text{м}^2 \cdot \text{с})$, $\Delta T_s = 108 \text{ }^\circ\text{C}$;
 в) знизу 25-стрижнева ТВЗ PWR, стенд ПАРАМЕТР, $\rho_w = 35 \text{ кг}/(\text{м}^2 \cdot \text{с})$, $\Delta T_s = 108 \text{ }^\circ\text{C}$; г) зверху 19-стрижнева ТВЗ ВВЕР, стенд ПАРАМЕТР, $\rho_w = 18 \text{ кг}/(\text{м}^2 \cdot \text{с})$, $\Delta T_s = 85\text{-}125^\circ\text{C}$; ДР – дистанціонуючі решітки; q_i – максимальна лінійна щільність теплового потоку

При повторному заливі водою, що має температуру, близьку до T_s , спостерігається впорядкований висхідний рух фронту змочування імітаторів твелів. Певна різниця за часом виникнення різкого спаду температур оболонки в верхніх перерізах модельної ТВЗ викликано нагрівом великого об'єму рідини до температури насичення і зміною коефіцієнту тепловіддачі середовища внаслідок збільшення паровмісту (рисунок 2.3, а). Крім того, додатково розкид достовірних даних обумовлений неоднаковими умовами розхолодження твелів, що межують з необігрівасною обичайкою і розташованих в центральних рядах модельної ТВЗ.

При подачі великої витрати води спостерігається передчасне розхолодження імітаторів твелів в верхніх перерізах модельної ТВЗ, викликане, ймовірно, потраплянням крапель на оболонки з дисперсного потоку (рисунок 2.3, б). Підвищення витрати охолоджуючої води в 6 разів призводить до зменшення тривалості розхолодження модельної ТВЗ в 2,6 рази (рисунок 2.3, б). При цьому в експерименті з високою масовою швидкістю рідини, що подається, питоме енерговиділення збільшено на 75 %. Різниця, викликана зміною тиску середовища в модельній ТВЗ, в дослідженому діапазоні не проявляється.

Залежність безрозмірної координати фронту змочування від часу при повторному заливі знизу модельної тепловиділяючої збірки PWR стенду ПАРАМЕТР в умовах МПА представлена на рисунку 2.3, в. В даному експерименті накопичене тепло, що припадає на один імітатор твелу, перевищує тепло в імітаторі ТВЗ PWR стенду RBHT в 2,2 рази, а

енерговиділення, що імітує залишкове тепловиділення, відсутнє. Великий розкид дослідницьких даних викликаний здуттям, розгерметизацією оболонок, які спостерігаються в перерізах збірки при $z_{\text{фр}}/L \geq 0,75$. Нерівномірність по довжині окислення і зміна шорсткості оболонок призводять до неупорядкованості змочування модельної ТВЗ.

В таблиці 2.7 наведено вихідні режимні параметри експериментів: витрата води $G_{\text{в}}$, тиск p , потужність, що підводиться при заливі $N_{\text{ел}}$, недогрів води до стана насичення на вході в модельну ТВЗ $\Delta T_{\text{с}}$, максимальна температура оболонок T_{max} і час заливу $t_{\text{фр}}$. Також представлені розраховані характеристики цих експериментів: маса рідини заливу $M_{\text{в}}$, тепло, запасене в збірці до заливу $Q_{\text{зап}}$, тепло, що імітує залишкове (остаточне), в процесі заливу $Q_{\text{ост}}$, повне ($Q_{\text{повн}} = Q_{\text{зап}} + Q_{\text{ост}}$), а також відношення $Q_{\text{полн}}/M_{\text{в}}$ і $N_{\text{ел}}/G_{\text{в}}$. В таблиці 2.8 і на рисунку 2.4 представлена тривалість розхолодження тепловиділяючої збірки PWR стенду RBHT, модельної ТВЗ ВВЕР ФЕІ і активної зони реактору ВВЕР-1000.

Таблиця 2.7 - Основні параметри і результати аналізу експериментів

$Q_{\text{зап}},$ МДж	$Q_{\text{ост}},$ МДж	$Q_{\text{полн}},$ МДж	$Q_{\text{полн}}/M,$ МДж/кг
10,1	152,8	163,9	1,234
10,6	93,6	104,2	1,282
10	92,8	102,8	1,241
11	201,6	212,6	1,217
7,0	172,8	179,8	1,200
8,4	128,2	136,6	1,230
7,9	132,3	140,2	1,210
12,4	171,7	184,1	1,220
12,2	67	79,2	0,427
10,5	64,5	75	0,481
11,9	93,3	105,2	0,386
11,3	84,9	96,2	0,380
10,9	111,6	122,5	0,369
13,4	112,4	125,8	0,382
9,7	175,3	185	0,357
10,5	63,5	74	0,392
10	58,9	68,9	0,398
12,8	50,2	63	0,420
15,4	70,6	86	0,385
10,5	138,5	149	0,725
10,2	166,8	177	0,730

№ эксп.	G_B , кг/с	p , кПа	$N_{\text{вкл}}$, кВт	ΔI_s , °C	I_{max} , °C	$t_{\text{фр}}$, с	$N_{\text{эл}}/G_B$, МВт/кг/с	M_B , кг
937	0,125	138	150	11	1060	1061	1,20	132,6
945	0,125	276	144	11	1080	650	1,152	81,3
973	0,125	276	140	11	1060	663	1,12	82,9
1096	0,125	138	144	11	1000	1400	1,152	175
1108	0,125	138	144	83	1100	1200	1,152	150
1383	0,125	276	144	11	1060	890	1,152	111
1389	0,125	276	143	11	1070	925	1,144	116
1402	0,135	276	154	11	1150	1115	1,141	151
1143	0,70	138	253	83	1200	265	0,361	185,5
1160	0,60	276	248	83	1190	260	0,413	156
1170	0,73	276	250	11	1180	373	0,342	272,3
1196	0,75	276	252	53	1165	337	0,336	252,8
1202	0,75	276	252	23	1180	443	0,336	332,3
1223	0,75	276	256	11	1200	439	0,341	329,8
1228	0,75	138	254	23	1180	690	0,339	517,5
1280	0,75	138	252	83	1150	252	0,336	189
1285	0,75	276	256	83	1160	230	0,341	173
1291	0,75	414	251	83	1205	200	0,347	150
1295	0,75	414	252	23	1200	289	0,325	224
1300	0,38	276	255	76	1200	543	0,671	206
1407	0,38	276	249	76	1150	630	0,655	242

Таблиця 2.8 - Тривалість розхолодження модельних ТВЗ і активної зони ВВЕР-1000

Найменування	Стенд RBHT			Стенд ФЕІ	Активна зона реактору ВВЕР- 1000
G_B , кг/(с·твел)	2,5	7,5	15	4,3	5,0
$Q_{зап}^{середн}$, МДж	9,62	10,35	11,75	5,2	22,5-Ю ³
$Q_{полн} / M_B$, МДж/кг	1,228	0,727	0,390	0,8	0,36
$t_{фр}$, с	1140	440	280	440	2250

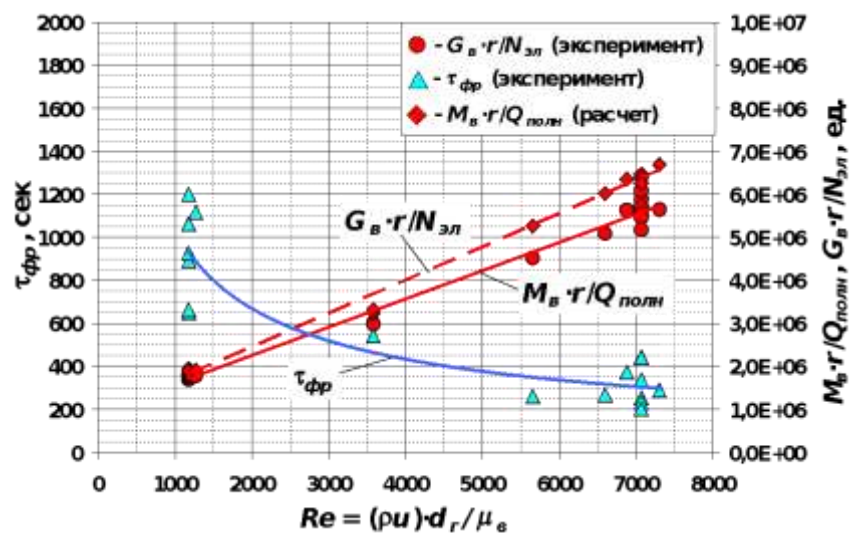


Рисунок 2.4 - Залежність тривалості розхолодження ТВЗ і величин $M_B \cdot r / Q_{полн}$ та $N_{эл} \cdot r / G_B$ від числа Re

При повторному заливі витрата води повинна бути обмежена як знизу, так і зверху. Дійсну мінімальну витрату води можна розрахувати, виходячи з припущення, що вся вода, знімаючи залишкове тепло твелів та інших елементів активної зони, нагрівається до температури насичення і випаровується. При подальшому зменшенні витрати води на охолодження реактору частина

потужності не буде відводитися від активної зони і її елементи будуть поступово нагріватися.

Таким чином, можна зробити висновок, що на охолодження активної зони в разі виникнення МПА потреба у витраті води буде в діапазоні $(0,7-0,6) \leq G_v \leq (38-3,8) \text{ г/(с}\cdot\text{твел)}$ в залежності від недогріву.

Інший характерний приклад необхідності подальшого вдосконалення розрахункових моделей пов'язаний з відомими результатами моделювання аварій з розривом паропроводу парогенератора ВВЕР-1000 [22], в яких проведено порівняння розрахункового моделювання за одномірним системним Теплогідравлічним кодом КОРСАР/ГП, що включає просторову модель нейтронної кінетики, і за тривимірним кодом CFD-класу ЛОГОС.

Аналіз картограм розподілу параметрів показує, що основні відмінності результатів спільного і повноконтурного розрахунків проявляються в розподілі витрат теплоносія на вході в ТВЗ. Причиною цього є нестійкий характер поведінки цих витрат у спільній моделі. Як приклад, на рисунку 2.5 наведені графіки зміни витрат на вході в ТВЗ 68 і 96.

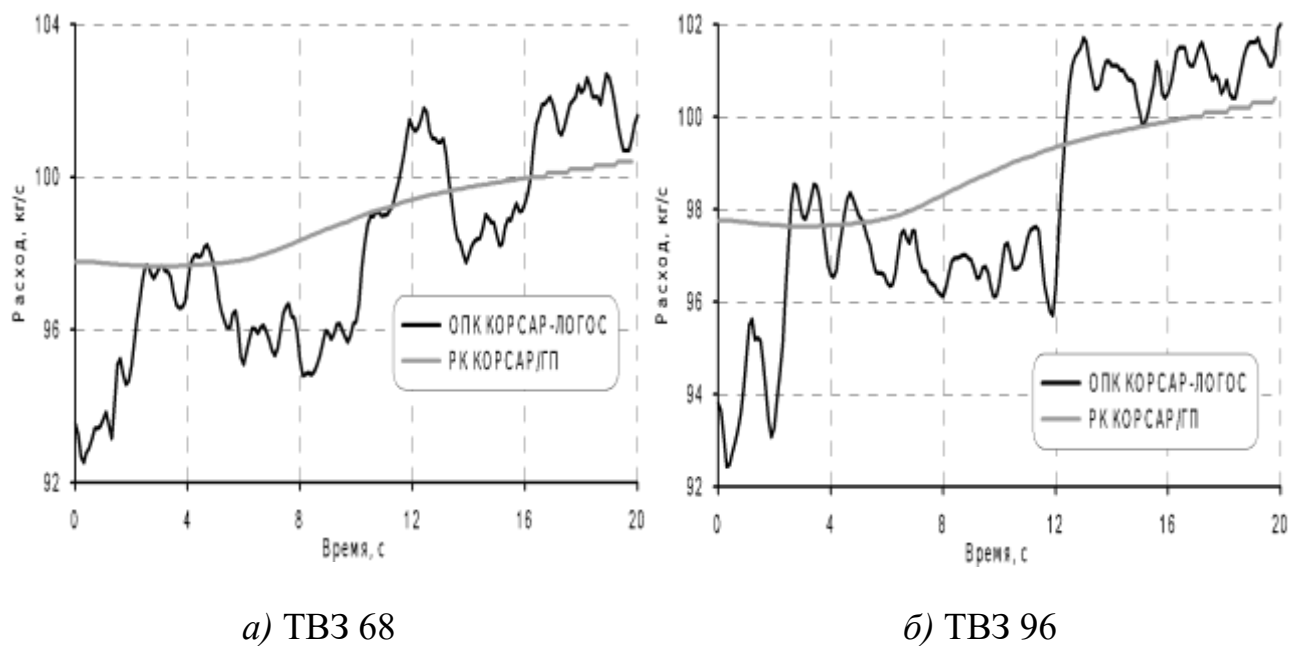


Рисунок 2.5 - Зміна витрати теплоносія на вході в ТВЗ

При верифікації розрахункового коду СОКРАТ на основі даних експериментів на установці OSU MASLWR для аварії з відмовою живильного насоса в роботі [23] також встановлена необхідність «... підвищувати точність кореляцій і замикаючих співвідношень в деяких режимах».

Далі в якості ще одного характерного прикладу наведено аналіз відомих результатів моделювання проєктної аварії на енергоблоці з ВВЕР-1000, пов'язаної з відмовою (заклинюванням) одного ГЦН.

Аналіз відомих результатів розрахункових обґрунтувань максимальної температури оболонок твелів РУ з ВВЕР-1000/В-320 для проєктної аварії з заклинюванням ГЦН дозволяє зробити наступні попередні висновки (таблиця 2.9).

Таблиця 2.9 - Результати розрахункових обґрунтувань максимальної температури оболонок твелів РУ з ВВЕР-1000/В-320 для проєктної аварії з заклинюванням ГЦН

Розробник / РУ	Розрахунковий код	Максимальная температура оболочки $T_{об}, ^\circ\text{C}$	Примітка
ДП НАЕК «Енергоатом» / ВВЕР-1000/В-320 [24]	RELAP5/M3.2	362	q_{cr} за методом AECL
ОКБ «Гидропрес» / ВВЕР-1000/В-320 [25]	RELAP5/M3.2	591	q_{cr} за методом ОКБ «Гидропрес» [10]
ДНТЦ ЯРБ / ВВЕР-1000/В-320 [16]	RELAP5/M3.2	621	q_{cr} за методом ОКБ «Гидропрес» [10]
ДНТЦ ЯРБ / ВВЕР-1000/В-320 [16]	RELAP5/M3.3	680	q_{cr} за методом PG-CHF [26]

1. Розбіжності в оцінках максимальної температури оболонок твेलів, отримані для однієї і тієї ж аварії кодом RELAP5 (але з використанням різних кореляцій для критичних теплових потоків q_{cr}), є суттєвими - від 362 до 680 °С. Для проєктних аварій ці розбіжності не принципові, так як критерій безпеки за допустимою температурою оболонок твелів (1200 °С) виконується в усіх представлених результатах розрахункових обґрунтувань. Однак при аналізі запроєктних аварій ці розбіжності можуть бути принциповими: запроєктні аварії з кінцевим станом без пошкодження оболонок твелів/ядерного палива можуть перейти в статус важких аварій. Наприклад, при запроєктній аварії з одночасним заклинюванням двох ГЦН в рамках допущення лінійної екстраполяції результатів розрахункового моделювання за моделлю RELAP [24] максимальна температура $T_{об}$ не більше 650 °С (умова безпеки за допустимою температурою оболонки твелу виконується), а за модернізованими моделями RELAP [16] умови безпеки не виконуються: $T_{об} > 1200$ °С.

2. Однією з можливих причин істотної розбіжності розрахункових значень максимальної $T_{об}$ можуть бути відмінності в методах визначення критичних теплових потоків (КТП) q_{cr} , за яких відбувається криза теплообміну при різкому (стрибкоподібному) зниженні тепловіддачі внаслідок формування на поверхні твелу сталого парового/парокапельного шару. Умова виникнення кризи теплообміну:

$$q_T \leq q_{cr} \quad (2.4.1)$$

де q_T - густина теплового потоку від твелу,

$$q_T = \alpha (T_{об} - T_{тн}); \quad T_{об} = \frac{q_T}{\alpha} + T_{тн}; \quad (2.4.2)$$

де α - коефіцієнт тепловіддачі на поверхні твелу; $T_{\text{тн}}$ - температура теплоносія/охолоджувача.

З (2.4.2) випливає, що за умови кризи теплообміну (2.4.1) значне зниження тепловіддачі а призводить (за інших рівних умов) до різкого зростання $T_{\text{об}}$. «Завищені» (по відношенню до реалістичним умов) розрахункові значення $q_{\text{ст}}$ призводять до необґрунтовано «пізнього» виникнення в процесі аварії умов кризи теплообміну (або взагалі до його відсутності).

Представлений в [14] аналіз результатів верифікації кореляцій за визначенням КТП в паливних збірках на основі узагальненого банку експериментальних даних дозволяє зробити висновки, що метод AECL, який використовується в останніх модифікаціях RELAP, визначає завищені значення КТП в порівнянні з експериментальними даними в середньому на 40 %, а в області відносно низьких тисків (наприклад, характерних для МПА) ці розбіжності можуть досягати 200 – 300 %. Найбільш обґрунтованими з усіх відомих методів визначення КТП в ВВЕР є методи ОКБ «Гидропресс» [10] і ФЕІ [19]: середня помилка завищення КТП 2 – 4 %.

Також на основі досліджень [27] встановлено, що кореляції Чена, що використовуються в RELAP для докризового теплообміну, істотно знижують коефіцієнти тепловіддачі і, відповідно, завищують розрахункові значення $T_{\text{об}}$ (рисунки 2.6 і 2.7).

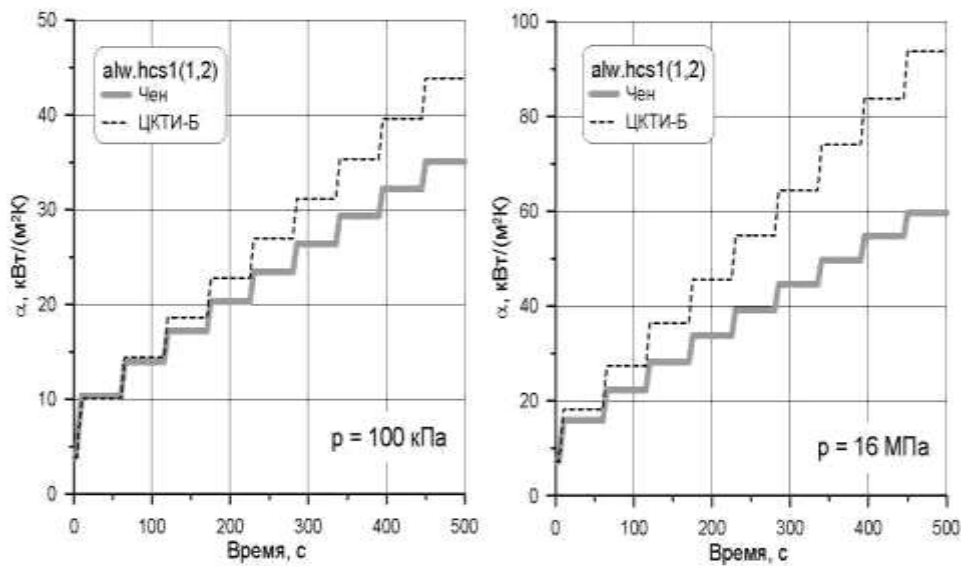


Рисунок 2.6 - Коефіцієнт теплообміну з теплоносієм в середній частині каналу

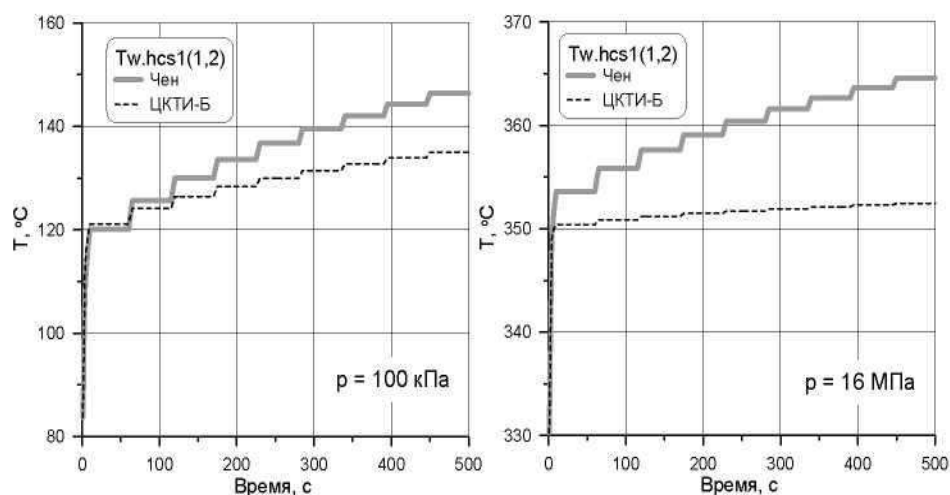


Рисунок 2.7 - Температура поверхні стінки в середній частині каналу

3. При моделюванні аварій з заклинюванням ГЦН проявився так званий «ефект користувача» кодами [12]: для ідентичних аварій і розрахункових моделей в [25] максимальна $T_{об} = 591^{\circ}\text{C}$, а в [16] $T_{об} = 621^{\circ}\text{C}$. Можливою причиною цих розбіжностей могли бути як окремі відмінності в початкових і граничних умовах розрахункового моделювання, так і рівень деталізації нодалізаційних схем. У будь-якому випадку, результати розрахункового моделювання не повинні залежати від рівня деталізації нодалізаційних схем. Ці питання також вимагають обліку і подальшого вивчення.

4. У [12] встановлена обмеженість прийнятої в кодах RELAP вкрай спрощеної гомогенної рівноважної моделі критичного (трансзвукового) витоку двофазного теплоносія в течах реакторного контуру і певна нефізичність системи замикаючих співвідношень математичних моделей.

Обмеженість гомогенної рівноважної моделі двофазного потоку пов'язана з тим, що значення критичних витрат теплоносія за цією моделлю занижені більш ніж в три рази по відношенню до відомих експериментальних даних (наведених, наприклад, в [12]). В кінцевому підсумку занижені оцінки витрат теплоносія в течі реакторного контуру визначають відносно великий «запас» теплоносія в реакторному контурі для охолодження активної зони реактору і відносно меншу швидкість зростання тиску в гермооб'ємі. Обидва цих ефекти застосування гомогенної рівноважної моделі критичного витоку двофазного теплоносія є недостатньо обґрунтованими в загальному випадку при моделюванні аварій. Використовувана в окремих модифікаціях RELAP інша крайня модель повної відсутності механічної та теплової взаємодії фаз при критичному витоку теплоносія («заморожена» модель) також є нереалістичною [12].

Нефізичність системи замикаючих співвідношень законів збереження нерівноважного двофазного потоку в кодах RELAP пов'язана з тим, що для опису окремих параметрів міжфазної взаємодії в ряді випадків використовуються фізично необґрунтовані співвідношення (наприклад, інтенсивність фазового переходу, площа поверхні міжфазної взаємодії та ін. [12, 14]), які по суті є лише корегуючими параметрами. Нефізичність математичних моделей RELAP істотно впливає на обґрунтованість екстраполяції результатів верифікації/валідації розрахункових кодів на натурні умови аварійних процесів.

4. Однією з можливих причин розбіжностей результатів моделювання аварій можуть бути істотні розбіжності у визначенні відносної потужності залишкових тепловиділень після зупинки реактору

$$m(t) = \frac{W(t, T_0)}{W_0}, \quad (2.4.3)$$

де $W(t, T_0)$ - потужність залишкового тепловиділення реактору через час t після зупинки; W_0 - потужність реактору до зупинки за час роботи T_0 .

Потужність залишкових тепловиділень визначає щільність теплового потоку від твелау $q_{\text{ст}}$, а відповідно і зміна температури оболонки твела (див. формулу (2.4.2)).

У таблиці 2.10 наведені відомі кореляції для розрахунку відносної потужності залишкових тепловиділень [28].

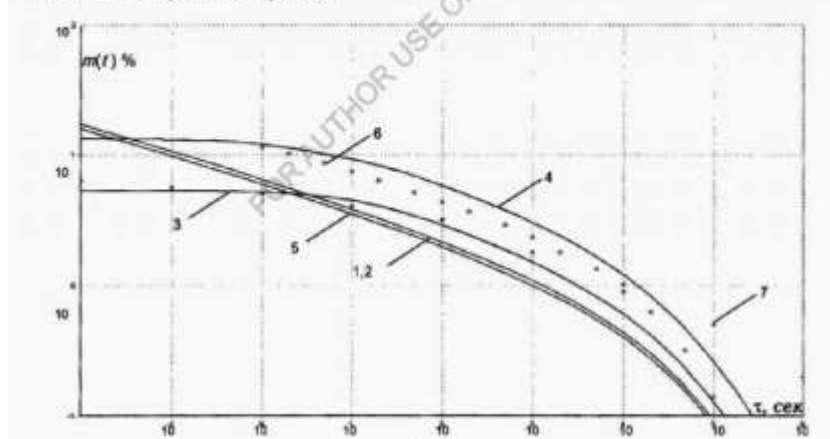
Таблиця 2.10 - Залежності $m(t)$

№	Формула	Автор	Діапазон часу, с	Точність формули	Джерело
1	$m(t) = 6,6 \cdot 10^{-2} [t^{-0,2} - (t + T_0)^{-0,2}]$	Вай К., Вігнер Е.	$10 - 10^5$	—	[29]
2	$m(t) = 6,62 \cdot 10^{-2} [t^{-0,2} - (t + T_0)^{-0,2}]$	Уей-Фінгер	$10 - 10^7$	—	[30]
3	$m(t) = 10 \left[(t + 10)^{-0,2} - (t + T_0 + 10)^{-0,2} + (t + 2 \cdot 10^{-1,2})^{-0,2} - (t + T_0 + 2 \cdot 10^{-1,2})^{-0,2} \right]$ *	Унтермайер, Уеллс	$1 - 10^2$ $10^2 - 10^4$ $10^4 - 10^6$ $10^6 - 10^8$	$\pm 50 \%$ $\pm 30 \%$ $\pm 10 \%$ $\pm 50 \%$	[31]
4	$m(t) = \int_t^{t+T} [0,65e^{-0,7t} + 0,6e^{-0,7t} + 0,009e^{-0,03t} + 4(t + 10)^{-1,2} + 0,4(t + 10^6)^{-1,2} - 3,48(t + 2 \cdot 10^7)^{-1,2}] dt$	Пологих Б.Г.	$0,1 - 10^8$	$\pm 50 \%$	[32]
5	$m(t) = 7,2 \cdot 10^{-2} [t^{-0,2} - (t + T_0)^{-0,2}]$	Дементьев Б.О.	$10 - 10^5$	$\pm 25 \%$	[33]
6	Експериментальна залежність $m(t)$	Пологих Б.Г.	$10^5 - 10^8$ —	$\pm 50 \%$ —	[32]
7	Розрахунковий код MS ISO 10645-92	PSAR	—	—	[34]

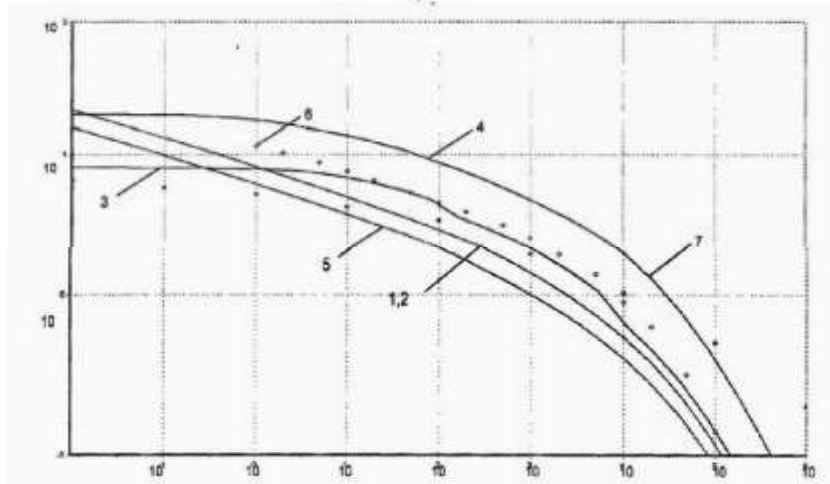
* Формула враховує внесок розпаду U-235 і Pu-239 в залишкове тепловиділення.

Проведений в [28] аналіз цих кривих (рисунок 2.8) показує, що між значеннями $m(t)$, розрахованими за допомогою різних залежностей, є досить великий розкид, а вибір тієї чи іншої залежності для моделювання процесу залишкових тепловиділень є проблематичним.

нестационарного расчета в состоянии квазистационарной оценки реактивности, момент $\beta\beta\beta\beta = 2 \rightarrow 1$ – обратному переходу.



а)



б)

Рисунок 2.8 - Графіки відносних енерговиділень при аварійній зупинці реактора типу ВВЕР [28]:

а) - без процентного збільшення;

б) - з максимальними процентними збільшеннями; 1-7 - відповідно до табл. 2.10

6. Після скидання аварійного захисту активна зона реактору переходить в підкритичний стан, в якому нейтронна потужність швидко знижується і стає на порядки нижча за потужність залишкового тепловиділення. Однак можуть виникнути ситуації, в тому числі аварійні, коли подальша зміна параметрів

і/або стану обладнання реактору призводить до внесення позитивної реактивності в активну зону. До таких ситуацій можна віднести, наприклад, зменшення температури теплоносія, зменшення концентрації борної кислоти в ньому, несанкціоноване видалення стрижнів СУЗ з активної зони і т.д. Величина внесеної реактивності може виявитися достатньою для того, щоб активна зона знову вийшла в критичний стан, що може призвести, - особливо при погіршенні тепловідведення від активної зони, - до тяжких наслідків. Тому оцінка умов досягнення активною зоною повторної критичності є одним із важливих завдань при обґрунтуванні безпеки проєктованих РУ [27].

При попередніх оцінках умов виникнення повторної критичності реактору необхідний облік таких основних чинників:

- зміна концентрації ксенону;
- зміна температури теплоносія і палива, які є функцією рівня залишкового тепловиділення і витрати через активну зону;
- зміна концентрації борної кислоти.

Для перевірки коректності програмної реалізації алгоритму розрахунку підкритичного стану зони використовуються тест і розрахункова модель, сформульовані фахівцями ОКБ «Гидропресс» [27]. У тестовій задачі розглядається реактор типу ВВЕР-1000 після спрацьовування аварійного захисту і оцінюється час досягнення активною зоною повторної критичності в результаті розведення теплоносія 1-го контуру чистим конденсатом. У задачі активна зона розглядається в граничних умовах, із заданими значеннями витрати і температури теплоносія на вході в зону.

Розрахунок виконаний в двох варіантах:

- динамічний розрахунок - без включення алгоритму розрахунку підкритичного стану ($W_{MIN} = 0$); практично - попередня версія елементу KINET;

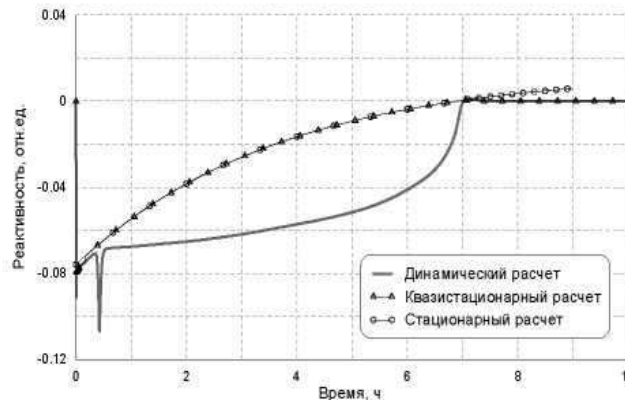
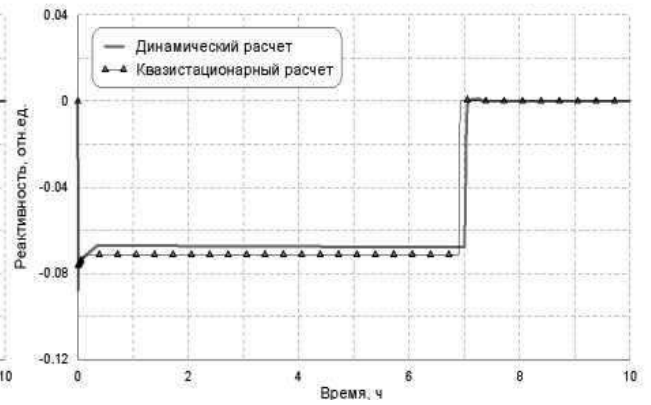
- квазістаціонарний розрахунок - з включенням алгоритму розрахунку підкритичного стану ($W_{MIN} = 10^{-6} N_{NOM}$, $R_{MIN} = 0$, $DTK = 60$).

Результати розрахунку зміни в тесті значень реактивності і нейтронної потужності представлені на рисунках 2.9 і 2.10. Параметри вихідного стану активної зони наведено в таблиці 2.11.

На рисунку 2.11 зміна розрахункових значень реактивності в моменти зміни стану моделі показано більш детально. Стан моделі ідентифікується ключем IDIN елементу KINET. Момент $IDIN = 1 \rightarrow 2$ відповідає переходу моделі з стану нестационарного розрахунку в стан квазістаціонарної оцінки реактивності, момент $IDIN = 2 \rightarrow 1$ – зворотньому переходу.

Таблиця 2.11 - Параметри вихідного стану активної зони

Показник	Значення
Момент кампанії реактору, ефект. доб.	0
Теплова потужність, МВт	3000
Температура теплоносія на вході в активну зону, °С	293
Сумарна витрата теплоносія на вході в ТВЗ активної зони, кг/с	15974
Концентрація бору в теплоносії, г/кг	1,127
Тиск над активною зоною, МПа	15,4
Положення стрижнів 1-9-ї груп СУЗ щодо низу активної зони, см	355
Положення стрижнів 10-ї групи СУЗ щодо низу активної зони, см	309 (87 %)

а) за $K_{\text{эф}}$ 

б) по зверненому рівнянню

Рисунок 2.9 - Реактивність

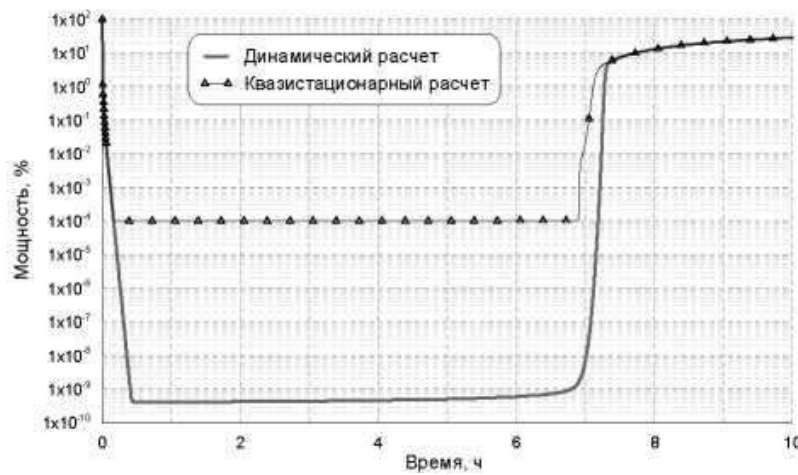


Рисунок 2.10 - Нейтронна потужність

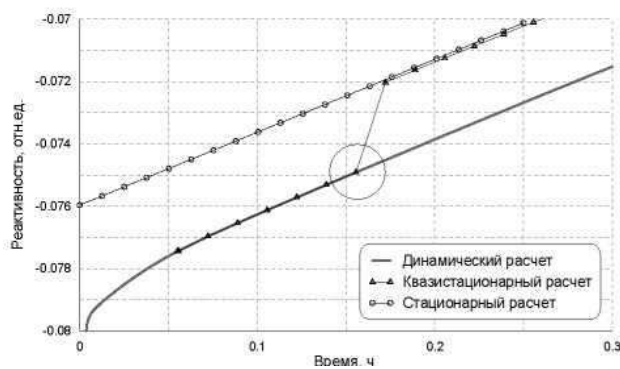
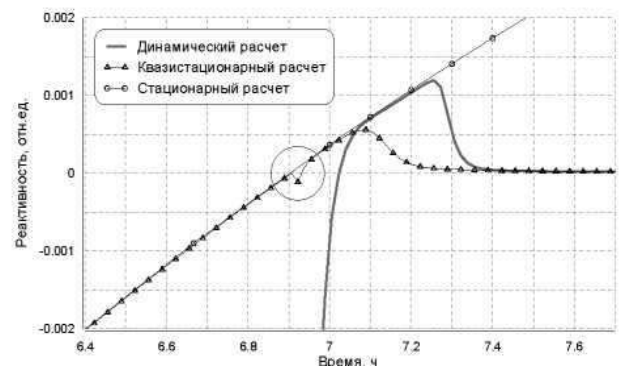
а) IDIN = 1 $\rightarrow$ 2б) IDIN = 2 $\rightarrow$ 1

Рисунок 2.11 - Зміна розрахункових значень реактивності при зміні стану моделі

Проведений аналіз дозволяє зробити наступні висновки:

1. Умови безпеки за допустимою температурою оболонок твелів (1200 °C) виконується для проєктних аварій як при частковому, так і при повному завантаженні WFA в активну зону ВВЕР-1000.

Попередні результати моделювання проєктних аварій деталізованим кодом RELAP5/M3.2 фактично визначили відносне зниження рівня ядерної безпеки при диверсифікації паливних касет Westinghouse для РУ з ВВЕР:

- максимальна проєктна аварія (без пошкодження палива) з максимальною проєктною температурою теплоносія 90 °C від САОЗ, яка «перейшла» в статус важкої аварії (з неприпустимим пошкодженням твелів);

- встановлені суттєві відмінності відповідних розрахункових значень температури оболонок твелів проєктних і альтернативних збірок (сотні градусів) дозволяють припустити можливий «перехід» цілого спектру запроєктних аварій без пошкодження палива при проєктних збірках також в статус важких аварій при збірках Westinghouse.

Однак в зазначених вище попередніх результатах аналізу безпеки (при диверсифікації паливних збірок) не було забезпечено достатню якість моделювання аварій, в тому числі:

- надлишково консервативна модель міжкасетного незмішування потоків теплоносія в «безчохольних» збірках;

- необгрунтовано завищені відмінності розрахункових значень температури оболонок твелів альтернативних і проєктних паливних збірок;

- відсутність достатнього аналізу невизначеностей результатів розрахункового моделювання, пов'язаних з похибкою феноменологічних залежностей теплогідродинамічних і нейтронно-фізичних процесів, а також нодалізаційних схем розрахункових засобів моделювання.

Додаткового аналізу вимагають можливі відмінності у властивостях ядерного палива (пов'язані, наприклад, з відмінностями в збагаченні і технології виготовлення), а також в умовах безпеки проєктного і

альтернативного ядерного палива [35].

Таким чином, необхідні доопрацювання і уточнення отриманих експлуатуючою і регулюючою організаціями попередніх результатів моделювання аварій на альтернативних паливних збірках. Разом з тим, актуальним є незалежний від цих організацій аналіз безпеки диверсифікації активної зони ВВЕР (один з уроків аварії на Фукусімській АЕС).

2. Аналіз ядерної безпеки при диверсифікації паливних касет традиційними підходами до моделювання аварій деталізованими кодами пов'язаний зі значним збільшенням розрахункових обґрунтувань і відповідних витрат за такими основними причинами.

Процес диверсифікації супроводжується численними модернізаціями реакторної установки. Згідно ядерному законодавству України будь-яка модернізація РУ повинна бути додатково проаналізована на здійсненність встановлених критеріїв безпеки.

На відміну від обмеженого числа можливих проєктних аварій, що мають консервативно узагальнюючу за максимальною температурою оболонок твелів групу вихідних аварійних подій, для численного спектру запроєктних аварійних послідовностей досить обґрунтовано визначити такі узагальнюючі групи аварій вкрай важко. Наприклад, для аварій з міжконтурними течами в процесі розвитку запроєктних аварійних послідовностей можуть реалізуватися «гірші» умови щодо критеріїв безпеки, ніж при аваріях з великими течами (див., наприклад, [12, 36]).

Така ситуація визначає необхідність моделювання всього можливого спектру запроєктних аварійних послідовностей при адаптації альтернативних збірок WFA для ВВЕР і значно збільшує обсяг розрахункових обґрунтувань.

Тому актуальним питанням є розробка експрес-методів аналізу безпеки при диверсифікації/модернізації реакторів, які повинні значно скоротити обсяги розрахункових обґрунтувань і забезпечити оперативну оцінку безпеки при різних модифікаціях активної зони реактора, а також виключити вплив на

кінцеві результати «ефекту користувача» розрахунковими кодами і ефекту рівня деталізації нодалізаційних схем.

3. При моделюванні аварій аналізується тільки виконання критерію безпеки за гранично допустимою температурою оболонок твелів $T_{об}^n$. Такий підхід обґрунтований, якщо умови досягнення значень $T_{об}^n$ в процесі аварії однозначно відповідають умовам досягнення гранично допустимої температури ядерного палива $T_{тн}^n$.

Залежність між температурою оболонки твелу $T_{об}$ і максимальною температурою палива $T_{тн}^n$ впливає з граничних умов теплообміну на поверхні твелу (див., наприклад, [10, 12, 14, 36, 37]):

$$T_{об} = \frac{T_{тн}}{Nu + 1} + \frac{Nu}{Nu + 1} T_{тн} \quad (2.4.4)$$

де $Nu = \alpha F_{об} R_t$ – модифікований критерій Нуссельта; α – коефіцієнт тепловіддачі на поверхні твелу площею $F_{об}$; R_t – термічний опір твелу; $T_{тн}$ – температура теплоносія на вході в активну зону реактору.

З граничної умови впливає, що умови одночасного досягнення $T_{об}^n$ і $T_{тн}^n$ здійсненні при

$$Nu_0 = \frac{1 - T_{об}^n / T_{тн}^n}{T_{об}^n / T_{тн}^n - T_{тн} / T_{тн}^n} \approx \frac{T_{тн}^n}{T_{об}^n} \quad (2.4.5)$$

При проєктних для ВВЕР значеннях $T_{об} = 1200$ °C та $T_{тн}^n = 2850$ °C ($Nu_0 = 2,4$.)

Отже, за умов аварійного теплообміну в активній зоні $Nu < Nu_0$ температура оболонок твелів досягне гранично допустимого значення до моменту початку плавлення палива; а при $Nu > Nu_0$ плавлення палива почнеться до моменту досягнення $T_{об} = T_{об}^n$.

Таким чином, в загальному випадку при моделюванні і аналізі аварій необхідно аналізувати здійсненність критеріїв безпеки як за гранично допустимою температурою оболонок твелів, так і за гранично допустимою температурою ядерного палива.

2.5 Висновки за розділом 2

1. Аналіз попередніх результатів моделювання проєктних аварій деталізованим кодом RELAP5/M3.2 показав відносне зниження рівня ядерної безпеки при диверсифікації паливних касет Westinghouse для РУ з ВВЕР.

2. Розраховано, що за умов аварійного теплообміну в активній зоні $Nu < Nu_0$ температура оболонок твелів досягне гранично допустимого значення до моменту початку плавлення палива; а при $Nu > Nu_0$ плавлення палива почнеться до моменту досягнення $T_{об} = T_{об}^п$.

3. Визначено, що в загальному випадку при моделюванні і аналізі аварій необхідно аналізувати здійсненність критеріїв безпеки як за гранично допустимою температурою оболонок твелів, так і за гранично допустимою температурою ядерного палива.

4. Обґрунтовано, що актуальним питанням є розробка експрес-методів аналізу безпеки при диверсифікації/модернізації реакторів, які повинні значно скоротити обсяги розрахункових обґрунтувань і забезпечити оперативну оцінку безпеки при різних модифікаціях активної зони реактора, а також виключити вплив на кінцеві результати «ефекту користувача» розрахунковими кодами і ефекту рівня деталізації нодалізаційних схем.

РОЗДІЛ 3. АНАЛІЗ УМОВ ЯДЕРНОЇ БЕЗПЕКИ ПРИ ДИВЕРСИФІКАЦІЇ WFA ВВЕР

3.1 Положення методу експрес-аналізу ядерної безпеки

Метод експрес-аналізу ядерної безпеки заснований на визначенні з необхідним рівнем консерватизму оперативних розрахункових оцінок впливу модернізацій активної зони реактора на здійсненність умов безпеки за гранично допустимими температурами оболонок твелів і ядерного палива у відношенні проєктного стану без залучення моделювання аварійних процесів детерміністичними кодами.

Експрес-метод заснований на двозонній енергетичній моделі ядерного палива твелів, що враховує температурну радіальну нерівномірність в твелах, [10, 12, 36]: центральна зона паливної матриці з максимальною температурою T_{tm} ; периферійна зона паливної матриці зі значним градієнтом по товщині матриці.

Також консервативно вважається, що потужність тепловиділення всієї паливної матриці масою M_m визначається максимальною температурою T_{tm} .

Тоді рівняння збереження енергії для твелу може бути представлено у вигляді

$$M_r \frac{d}{dt}(C_r T_{tm}) = N_r M_r - \alpha_0 (T_{tm} - T_{th}) \quad (3.1.1)$$

за початкових граничних умов

$$T_{tm}(t=0) = T_{tm0}, \quad (3.1.2)$$

$$\alpha F_{об}(T_{об} - T_{th}) = R_r^{-1}(T_{tm} - T_{об}), \quad (3.1.3)$$

де t - поточний час; C_T - питома теплоємність палива; N_T - щільність потужності тепловиділень ядерного палива; R_T - термічний опір твелу, наведений на площу поверхні міжфазного теплообміну; $T_{об}$, $T_{тн}$ - температура оболонки і охолоджуючого теплоносія відповідно; $F_{об}$ - зовнішня площа поверхні оболонки твелу; α - коефіцієнт зовнішньої теплопередачі на поверхні твелу.

Приведений коефіцієнт теплопередачі від центральної зони паливної матриці до теплоносія:

$$\alpha_0 = \frac{1}{\frac{1}{\alpha F_{об}} + R_T}. \quad (3.1.4)$$

Для нормальних і аварійних режимів (в тому числі при закритому теплообміні і умовах природної циркуляції) коефіцієнт теплопередачі визначається термічним опором твелів ВВЕР

$$\alpha_0 \approx R_T^{-1}. \quad (3.1.5)$$

При цілком обґрунтованому зневажанні термічним опором оболонки термічний опір твелу можна представити у вигляді

$$R_T = \frac{\delta_r}{\lambda_r F_r} + \frac{\delta_T}{\lambda_T F_T} \quad (3.1.6)$$

де δ_r , δ_T - товщина газового зазору і паливної таблетки відповідно; F_r , F_T - показник теплопровідності газу і палива відповідно, для якого консервативно приймаються мінімально можливі значення; λ_r , λ_T - площа поверхні газового зазору і паливної матриці відповідно.

Після перетворень отримаємо

$$\frac{dT_{\text{тм}}}{dt} + K_1 T_{\text{тм}} = K_2 \quad (3.1.7)$$

$$T_{\text{тм}}(0) = T_{\text{тм}0} \quad (3.1.8)$$

$$T_{\text{о6}} = \frac{T_{\text{тм}}}{\text{Nu} + 1} + \frac{\text{Nu}}{\text{Nu} + 1} T_{\text{т}} \quad (3.1.9)$$

де при цілком обґрунтованому припущенні $C_{\text{т}} \gg \frac{dC_{\text{т}}}{dT_{\text{т}}} T_{\text{т}}$

$$K_1 = \frac{R_{\text{т}}^{-1}}{C_{\text{т}} M_{\text{т}}}, \quad K_2 = \frac{N_{\text{т}} M_{\text{т}} + R_{\text{т}}^{-1} T_{\text{тм}}}{C_{\text{т}} M_{\text{т}}}, \quad \text{Nu} = \alpha F_{\text{о6}} R_{\text{т}}, \quad (3.1.10)$$

де Nu - модифікований критерій Нуссельта, що відображає відношення інтенсивності процесів зовнішнього і внутрішнього теплообміну.

У загальному випадку рішення (13), (14) має вигляд:

$$T_{\text{тм}} = \left\{ T_{\text{тм}0} + \int_0^t K_2(\tau) \exp \left[\int_0^{\tau} K_1(\xi) d\xi \right] d\tau \right\} \exp \left[- \int_0^t K_1(\tau) d\tau \right] \quad (3.1.11)$$

Показники відмінностей альтернативних («непроектних») і проектних ТВЗ в загальному випадку:

$$\tilde{K}_1 = \frac{K_1(\text{Н})}{K_1(\text{П})}; \quad \tilde{K}_2 = \frac{K_2(\text{Н})}{K_2(\text{П})}, \quad (3.1.12)$$

де Н - «непроектні» ТВЗ; П - проектні ТВЗ.

Тоді розбіжності в оцінках максимальної температури ядерного палива і температури оболонок твелів в процесі розвитку аварії для «непроектного» і проектного палива:

$$T_{\text{тн}}(\text{H}) - T_{\text{тн}}(\text{П}) = \left\{ T_{\text{тн}0}(\text{H}) + \int_0^t \tilde{K}_2 K_2(\text{П}, \tau) \exp \left[\int_0^\tau \tilde{K}_1 K_1(\text{П}, \xi) d\xi \right] d\tau \right\} \exp \left[- \int_0^t \tilde{K}_1 K_1(\text{П}, \tau) d\tau \right] -$$

$$- \left\{ T_{\text{тн}0}(\text{П}) + \int_0^t K_2(\text{П}, \tau) \exp \left[\int_0^\tau K_1(\text{П}, \xi) d\xi \right] d\tau \right\} \exp \left[- \int_0^t K_1(\text{П}, \tau) d\tau \right], \quad (3.1.13)$$

$$T_{\text{об}}(\text{H}) - T_{\text{об}}(\text{П}) = \frac{T_{\text{тн}}(\text{H})}{\text{Nu}(\text{Hu}+1)} - \frac{T_{\text{тн}}(\text{П})}{\text{Nu}(\text{Pu}+1)} + \left[\frac{\text{Nu}(\text{Hu})}{\text{Nu}(\text{Hu}+1)} - \frac{\text{Nu}(\text{Pu})}{\text{Nu}(\text{Pu}+1)} \right] T_{\text{тн}}. \quad (3.1.14)$$

3.2 Теплогідродинамічна модель в рамках експрес-методу аналізу ядерної безпеки

Теплогідродинамічна модель теплоносія в активній зоні реактору для визначення умов зовнішнього теплообміну (Nu) в рамках експрес-методу аналізу ядерної безпеки заснована на наступних положеннях/припущеннях.

1. Швидкість потоків теплоносія в активній зоні значно менше швидкості поширення звукових збурень (дозвукові режими), і впливом стисливості теплоносія на гідродинамічні параметри можна знехтувати.

2. Необхідною умовою міжкasetного змішування потоків є контактне розташування неізолюваних ТВЗ.

При забезпеченні необхідної умови міжкasetного змішування можлива відмінність швидкостей потоків теплоносія в різних ТВЗ враховується на вході в активну зону реактора до перетину повного міжкasetного змішування.

Рівняння балансу витрат теплоносія при частковому/повному завантаженні модернізованими ТВЗ:

$$F_A N_A v_0 + F_w N_w v_0 = F_A N_A v_A + F_w N_w v_w \quad (3.2.1)$$

де F_A, F_W - площа прохідного перерізу теплоносія в проєктних і модернізованих ТВЗ відповідно; N_A, N_W - кількість проєктних і модернізованих ТВЗ відповідно; v_0, v_A, v_W - середня за перерізом швидкість змішаного теплоносія, швидкість теплоносія на вході в активну зону для проєктних і модернізованих ТВЗ відповідно.

Перепад тиску гідравлічних втрат на активній зоні:
для ізольованих ТВЗ

$$\Delta P_a = \kappa_{AS} \frac{\rho}{2} v_A^2 = \kappa_{wS} \frac{\rho}{2} v_W^2, \quad (3.2.2)$$

для неізольованих ТВЗ

$$\Delta P_a = \kappa_{Ai} \frac{\rho}{2} v_A^2 + (\kappa_{AS} - \kappa_{Ai}) \frac{\rho}{2} v_0^2 = \kappa_{wi} \frac{\rho}{2} v_W^2 + (\kappa_{wS} - \kappa_{wi}) \frac{\rho}{2} v_0^2, \quad (3.2.3)$$

де $\kappa_{AS}, \kappa_{wS}, \kappa_{Ai}, \kappa_{wi}$ - сумарні і вхідні коефіцієнти гідравлічного опору для проєктних і модернізованих ТВЗ відповідно; ρ – густина теплоносія.

Рішення системи рівнянь дозволяє без залучення додаткового моделювання деталізованими кодами консервативно і оперативно оцінити вплив будь-якої модернізації активної зони на відповідність критеріям безпеки за максимально допустимим значенням температури оболонки твелу $T_{об}^п$ і ядерного палива $T_{ом}^п$.

Розглянемо питання застосування запропонованого експрес-методу аналізу ядерної безпеки альтернативних/«непроєктних» WFA в ВВЕР.

Основні відмінності між WFA і проєктними ТВЗА пов'язані з різницею гідравлічних опорів (КГО - коефіцієнт гідравлічного опору), які в загальному випадку можуть призвести до відносної зміни швидкості теплоносія і інтенсивності теплообміну на поверхні твелу. В цьому випадку показники

відмінностей «непроектних» і проектних ТВЗ визначаються показниками відмінності середньої швидкості теплоносія K_V .

Показники відмінності швидкостей K_V
для ізованих ТВЗ:

$$K_V = \frac{v_w}{v_A} = \sqrt{\frac{K_{AS}}{K_{wS}}}, \quad (3.2.4)$$

для неізованих ТВЗ (при допущенні несуттєвого впливу вхідних умов на процеси міжкasetного змішування потоків теплоносія):

$$K_V = \frac{v_w}{v_A} = \sqrt{\frac{K_{AS}}{K_{wS}}}. \quad (3.2.5)$$

Можливі відмінності в хімічному складі і властивостях ядерного палива, а також в конструкціях твелів WFA і ТВЗА в даному випадку не враховуються.

Для часткового завантаження WFA (менше 1/3 від загального числа ТВЗ):
 $1,00 \geq K_V \geq 0,97$.

Для великих обсягів завантаження WFA (в тому числі і повного завантаження активної зони реактора) мінімально можливе значення $K_V = 0,86$.

Коефіцієнти тепловіддачі на поверхні твелу в активній зоні реактору:
 $\alpha \sim v^n$ ($0 \leq n \leq 1$ для різних режимів теплообміну).

Отже, співвідношення між коефіцієнтами тепловіддачі в проектних і модернізованих ТВЗ, які визначаються середньою швидкістю теплоносія:

$$\alpha (\text{WFA}) = K_V^n \alpha (\text{ТВЗА}). \quad (3.2.6)$$

Вплив додаткових турбулізаторів WFA на критичні теплові потоки консервативно не враховується.

Для закризового теплообміну $n < 0,8$:

$$\text{Nu (WFA)} = K_V^n \text{Nu (ТВЗА)}. \quad (3.2.7)$$

Для різних режимів теплообміну в активній зоні реактору (в тому числі для природної циркуляції закризового теплообміну) найбільш характерні умови:

$$\text{Nu(ТВСА)} \gg 1 \left(\alpha \gg 10^{-3} \frac{\text{Вт}}{\text{м}^2 \text{град}} \right). \quad (3.2.8)$$

У цьому випадку значення критеріїв K_1 і K_2 для WFA та ТВЗА фактично однакові:

$$K_1(\text{ТВСА}) = K_1(\text{WFA}); \quad K_2(\text{ТВСА}) = K_2(\text{WFA}) \quad (3.2.9)$$

і при допущенні ідентичності значень максимальної температури палива WFA і ТВЗА T_{tm0} в початковий момент часу ($t = 0$):

$$\Delta T_{tm} = T_{tm}(\text{WFA}) - T_{tm}(\text{ТВСА}) = 0, \quad (3.2.10)$$

$$\Delta T_{об} = T_{об}(\text{WFA}) - T_{об}(\text{ТВСА}) = \frac{T_{tm0}}{\text{Nu(Tu(TB))}} \left(\frac{1}{K_V^n} - 1 \right). \quad (3.2.11)$$

Поточні значення різниці $\Delta T_{об}$ при різних завантаженнях WFA активної зони ВВЕР і різної інтенсивності теплообміну в залежності від максимальної температури ядерного палива T_{tm} наведені на рисунку 3.1.

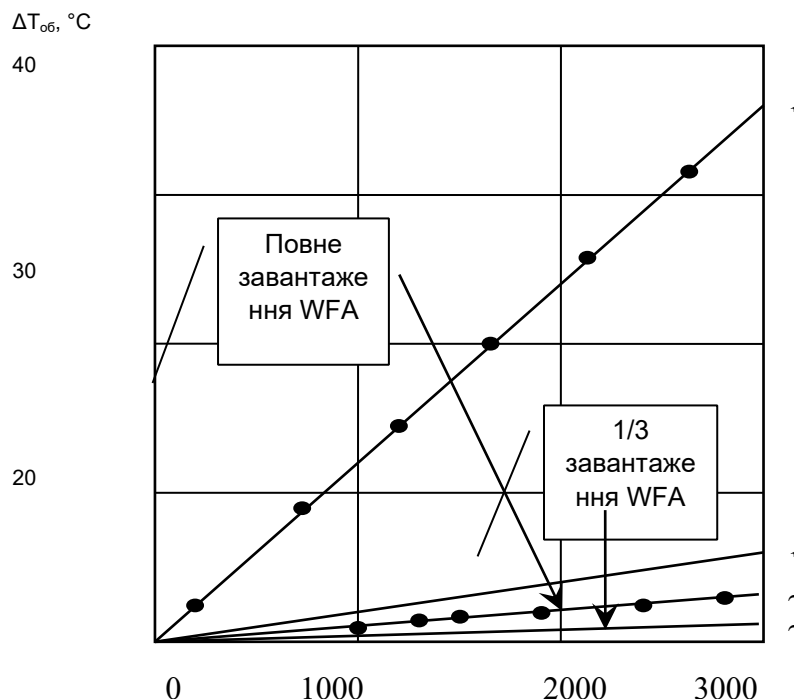


Рисунок 3.1 - Максимальна різниця температур оболонок твелів WFA і ТВЗ-А $\Delta T_{об}$ при різних завантаженнях активної зони: 1 – $Nu=10$; 2 – $Nu=100$

3.3 Висновки за розділом 3

1. Розрахункові значення поточної різниці максимальних температур твелів WFA і ТВЗА в процесі проєктних аварій $\Delta T_{об}$, отримані в рамках моделі міжкasetного незмішування потоків теплоносія RELAP5/M3.2 [7], необґрунтовано завищені: максимальні розбіжності за $\Delta T_{об}$ при повному завантаженні WFA активної зони не перевищують 40 °C.

2. Критерії ядерної безпеки при диверсифікації WFA в ВВЕР виконуються для проєктних аварій (в тому числі і для максимальної проєктної аварії з гранично-допустимою температурою охолодження теплоносія) як при частковому, так і при повному завантаженні WFA активної зони.

3. Аналіз результатів моделювання проєктних і запроєктних аварій в ВВЕР з ТВЗА можуть бути адаптовані на будь-яке завантаження WFA активної зони за умови необхідної інтенсивності тепловіддачі (коефіцієнту тепловіддачі $\alpha \gg 10^3$ Вт/(м²*град)).

ВИСНОВКИ

1. Аналіз досвіду диверсифікацій WFA ЯЕУ з ВВЕР на вітчизняних АЕС та АЕС Темелін визначив обґрунтованість і ефективність технічних рішень з адаптації WFA в ЯЕУ з ВВЕР. Адаптовані конструкції WFA забезпечують зниження деформації і пошкодження твелів, а також підвищують надійність експлуатації ядерного реактору.

2 Аналіз традиційного підходу моделювання можливих аварій в ЯЕУ з ВВЕР визначив істотний вплив на результати розрахункового моделювання всього спектру можливих аварій «ефектів користувачів і відмінностей кодів», а також недоцільність застосування детерміністичних кодів для аналізу безпеки при численних модернізаціях реакторних установок.

3. Відомі результати аналізу безпеки при диверсифікації WFA в ЯЕУ з ВВЕР на вітчизняних АЕС недостатньо обґрунтовані в питанні моделювання умов теплообміну в активній зоні реактору.

4. Розроблено альтернативний оперативний метод аналізу безпеки при диверсифікації та модернізації елементів ЯЕУ з ВВЕР. На основі розробленого методу встановлено забезпечення умови ядерної безпеки за гранично-допустимою температурою оболонок твелів при максимальній проєктній аварії (в тому числі і для режиму з максимальною температурою теплоносія в гідроємностях) в WFA ЯЕУ з ВВЕР.

5. Розроблений метод обґрунтований і ефективний для аналізу ядерної безпеки будь-яких диверсифікацій і модернізацій елементів реактору.

СПИСОК ВИКОРИСТАНИХ ДЖЕРЕЛ

1. Kirst M. Fuel Diversification of the VVER. Fuel Market in Eastern Europe and Ukraine / M. Kirst, U. Benjaminsson, and C. Onneby // ATW. 2015. V. 60, issue 3.
2. Daniel E. 10 years of experience with Westinghouse fuel at NPP Temelin / E. Daniel, L. Milisdorfer // International Topical Meeting VVER-2010 EXPERIENCE AND PERSPECTIVES. 2010, November 1-3, Prague.
3. Hoglund J. Performance of the Westinghouse WWER-1000 fuel design / J. Hoglund, O. Riznychenko, R. Latorre, P. Lashevych // International conference on WWER fuel performance, modelling and experimental support; Helena Resort (Bulgaria); 17-24 Sep 2011.
4. Sun Kaichao. MCNP modeling of hexagon VVER fuel: Master of Science Thesis / Sun Kaichao. - Stockholm: Royal Institute of Technology, 2008. - 75 p.
5. Диверсифікація постачання ядерного пального на українські АЕС // Центр Разумкова. Національна безпека і оборона. - 2009. - № 6. - С. 38—49.
6. Ivanov V.V. Reactor core monitoring in terms of mixed fuel loading // Symposium during International Youth Nuclear festival Dysnai-2002, Technical section. - Visaginas (Lithuania).
7. Шевченко И.А. Проверка критериев безопасности смешанных загрузок ядерного топлива для реакторов типа ВВЭР-1000 / И.А. Шевченко, Ю.Ю. Воробьев // Ядерная и радиационная безопасность. 2015. - Вып. 2(66). - С. 3-7.
8. Дзюбенко Б.В. Моделирование стационарных и переходных теплогидравлических процессов в каналах сложной формы / Б.В. Дзюбенко, Л.В. Ашмантас, М.Д. Сегаль. - Вильнюс: Prada, 1994. - 240 с.
9. Гребенников Л.Н. Адаптация, верификация и использование пакета программ ЛОГОС для решения задач атомной энергетики / Л.Н. Гребенников, А. . Деулин, И.О. Маношина и др. // Мат-лы 8-й междунар. науч.-техн. конф. «Обеспечение безопасности АЭС с ВВЭР», 28-31 мая 2013 г., Подольск,

Россия. - Подольск: ФГУП ОКБ «ГИДРОПРЕСС», 2013.

10. Кириллов П.Л. Справочник по теплогидравлическим расчетам / П.Л. Кириллов, Ю. С.Юрьев, В.П. Бобков. - М.: Энергоатомиздат, 1990. - 360 с.

11. Быков М.А. Моделирование процессов перемешивания теплоносителя в реакторе кодами ТРАП-КС, ДКМ и КОРСАР/ГП / М.А. Быков, Е.А. Лисенков, Ю.А. Безруков и др. // Мат-лы 6-й междунар. науч.-техн. конф. «Обеспечение безопасности АЭС с ВВЭР», 26-29 мая 2009 г. - Подольск, Россия: ФГУП ОКБ «Гидропресс», 2009.

12. Васильченко В.Н. Моделирование аварий на ядерных энергетических установках атомных электростанций / В.Н. Васильченко, Е.З. Емельяненко, А.Е. Смышляев, В.В. Ким. Под общ. ред. В.И. Скалозубова. - Одесса: Резон, 2002. - 466 с.

13. Максимов М.В. Методика сравнения долговечности оболочек твэлов, работающих в переменном режиме / М.В. Максимов, С.Н. Пелых, О.В. Маслов, В.Е. Баскаков // Вопросы атомной науки и техники. - 2009. - № 4-2. - С. 192-197. - Серия «Физика радиационных повреждений и радиационное материаловедение».

14. Ключников А.А. Теплофизика безопасности атомных электростанций / А.А. Ключников, И.Г. Шараевский, Н.М. Фиалко др. - Чернобыль: ИПБ АС НАНУ, 2010. - 484 с.

15. Chen J. C. Correlation for Boiling Heat Transfer to Saturated Fluids in Convective Flow // Industrial & Engineering Chemistry. Process Design and Development. - 1966. - V. 5. - P. 322-329.

16. Воробьев Ю.Ю. Особенности моделирования заклинивания главного циркуляционного насоса и учет закризисного теплообмена при анализе проектных аварий для реакторов типа ВВЭР-1000 / Ю.Ю. Воробьев, О.И. Жабин, И.А. Терещенко // Ядерна та радіаційна безпека. - 2014. - Вип. 4(64). - С. 17-21.

17. Thermohydraulic Relationships for Advanced Water-Cooled Reactors,

IAEA-TECDOC- 1203. - IAEA, Vienna, 2001. - 343 p.

18. Осмачкин В.С. Сравнение опытных данных по условиям кризиса теплообмена в моделях топливных сборок реакторов типа ВВЭР с результатами расчетов по методике ИАЭ / В. С. Осмачкин, Н. Н. Лысцова; Препринт ИАЭ-2558. - 1975.

19. Бобков В.П. Численное описание критического теплового потока в треугольных пучках стержней / В.П. Бобков, В.Н. Виноградов, П.Л. Кириллов, И.П. Смогалева // Атомная энергия. - 1999. - Т. 87, вып. 1. - С. 17-24.

20. Предварительный отчет по обоснованию безопасности использования упрочненной конструкции ТВС компании «Вестингауз» на энергоблоке № 3 ЮУАЭС. Книга 2. Ред. 0 / ННЦ ХФТИ.ЦПАЗ. - Харьков, 2014. - 548 с. - Инв. 12-3-293.

21. Базюк С.С. Исследование расхолаживания модельных ТВС ВВЭР и PWR при максимальной проектной и запроектной авариях / С.С. Базюк, Н.Я. Паршин, Е.Б. Попов, Ю. А. Кузма-Кичта // Мат-лы 8-й междунар. науч.-техн. конф. «Обеспечение безопасности АЭС с ВВЭР», 28-31 мая 2013 г., Подольск, Россия. - Подольск: ФГУП ОКБ «ГИДРОПРЕСС», 2013.

22. Мигров Ю.А. Создание и верификация объединенного комплекса программ КОРСАР/ГП-ЛОГОС в обеспечение 3D-моделирования сопряженных нейтроннофизических и теплогидравлических процессов ВВЭР / Ю.А. Мигров, В.Г. Коротаев, С.Н. Румянцев и др. // Мат-лы 8-й междунар. науч.-техн. конф. «Обеспечение безопасности АЭС с ВВЭР», 28-31 мая 2013 г., Подольск, Россия - Подольск: ФГУП ОКБ «Гидропресс», 2013.

23. Томащик Д.Ю. Результаты слепых расчетов экспериментов SP2 и SP3 на установке OSU MASLWR / Д.Ю. Томащик, К.С. Долганов, А.Е. Киселев // Мат-лы 8-й междунар. науч.-техн. конф. «Обеспечение безопасности АЭС с ВВЭР», 28-31 мая 2013 г., Подольск, Россия. - Подольск: ФГУП ОКБ «Гидропресс», 2013.

24. Ривненская АЭС. Энергоблок № 3. Отчет по анализу безопасности.

Кн. 2: Анализ исходных событий. Ч. 1: Результаты анализа проектных аварий. Гл. 4: Анализ проектных аварий / ГП НАЭК «Энергоатом». - К., 2014. - 434 с. - Инв. № 22.3.133.ОБ.01.02.01.

25. Реакторная установка В-320. Техническое описание и информация по безопасности. Гл. 31: Обоснование безопасности эксплуатации реакторной установки В-320 с активной зоной с тепловыделяющими сборками на энергоблоках АЭС Украины и Болгарии / ОКБ «Гидропресс». - 2003. - 260 с. - Инв. № 320.00.00.00.000.Д61.

26. NUREG/CR-5535. RELAP5/M3.3 Code Manual. Vol. IV: Models and Correlations. - Idaho, 2001.

27. Мигров Ю.А. Совершенствование и модернизация РК КОРСАР/ГП в обеспечение расчетных анализов безопасности РУ ВВЭР / Ю.А. Мигров, В.Г. Коротаев, И.Г. Данилов и др. // Мат-лы 8-й междунар. науч.-техн. конф. «Обеспечение безопасности АЭС с ВВЭР», 28-31 мая 2013 г., Подольск, Россия. - Подольск: ФГУП ОКБ «Гидропресс», 2013.

28. Хизанцян А.М. Остаточные энерговыделения при аварийных остановах реакторов типа ВВЭР / А.М. Хизанцян, Л. Оганесян // Известия НАН РА и ГИУА. Сер. ТН. - 2007. - Т. LX, № 1. - С. 100-106.

29. Нигматулин И.Н. Ядерные энергетические установки / И.Н. Нигматулин, Б.И. Нигматулин. - М.: Энергоатомиздат, 1986. - 301 с.

30. Климов А.Н. Ядерная физика и ядерные реакторы. - М.: Энергоатомиздат, 1985. - 287 с.

31. Меррей Р. Введение в ядерную технику. - М.: Изд. ИЛ, 1955. - 175 с.

32. Грибин А.А. Остаточное энерговыделение продуктов деления ^{235}U тепловыми нейтронами / А.А. Грибин, Б.Г. Пологих // Атомная энергетика. - 1981. - Т. 51, вып. 1. - С. 16-19. М. регулирование ядерных реакторов.

33. Дементьев Б. А. Кинетика и регулирование ядерных реакторов / Б.А. Дементьев. - М.: Энергоатомиздат, 1986. - 272 с.

34. Предварительный отчет по обоснованию Атомэнергопроект, 1999. - 156 с.
35. Analysis of differences in fuel safety criteria for WWER and western PWR nuclear power plants, IAEA-TECDOC-1381. - IAEA, 2003. - 53 p.
36. Скалозубов В.И. Основы управления запроектными авариями с потерей теплоносителя на АЭС с ВВЭР / В.И. Скалозубов, А.А. Ключников, В.Н. Колыханов. - Чернобыль: ИПБ АЭС НАНУ, 2010. - 400 с.
37. Скалозубов В. И. Научно-технические основы мероприятий повышения безопасности АЭС с ВВЭР / В.И. Скалозубов, А.А. Ключников, Ю.А. Комаров, А.В. Шавлаков. - Чернобыль: Ин-т проблем безопасности АЭС НАН Украины, 2010. - 200 с.
38. Шимкевич А. Перспективное плотное топливо для энергетических реакторов / А. Шимкевич, А. Прошкин, А. Седов // Росэнергоатом. - 2011. - № 10. - С. 38-43. [Электронный ресурс]. - Режим доступа: http://rosenergoatom.info/images/PDF/пдф_2011/web1_rea_10_2011.pdf
39. Федик И.И. Работы по созданию перспективного ядерного топлива в НИИ НПО «ЛУЧ» / И.И. Федик, Е.К. Дьяков, В.П. Денискин, А.С. Черников, Ш. Т. Тухватулин // Сибирь атомная. XXI век: науч.-техн. конф., 9 - 12 декабря 2008 г., Томск, Россия.
40. Брылева В.А. Использование уран-плутониевого топлива в легководных реакторах / Брылева В.А., Войтецкая Е.Ф., Нарейко Л.М. // Информационный бюллетень ГНУ «ОИЭЯИ-Сосны» НАН Беларуси. Серия «Атомная энергетика». - 2012. - № 1(9).
41. Комплексна програма модернізації та підвищення безпеки енергоблоків АС. Розпорядження КМУ № 504-р від 29 вересня 2002 р.
42. Русов В.Д. Режимы с обострением в уран-плутониевой делящейся среде технических ядерных реакторов и геореактора / Русов В.Д., Тарасов В.А., Чернеженко С.А. // Вопросы атомной науки техники. - 2011. - № 2(97). - С. 112-121. - (Серия «Физика радиационных повреждений и радиационное

материаловедение»).

43. Феокистов Л.П. Нейтронно-делительная волна // Доклады Академии наук СССР. Физика. - 1989. - Т. 309, № 4.

44. Феокистов Л.П. Безопасность - ключевой момент возрождения ядерной энергетики // Успехи физических наук. - 1993. - Т. 163, № 8. - С. 89 - 102.

45. Rusov V.D. Traveling Wave Reactor and Condition of Existence of Nuclear Burning Soliton-like Wave in Neutron-Multiplicating Media / V.D. Rusov, E.P. Linnik, V. . Tarasov et al. // Energies (Special Issue “Advances in Nuclear Energy”). - 2011. - P. 1337 - 1361; doi: 10.3390/en4091337.

46. Rusov V.D. KamLand-Experiment and Soliton-Like Nuclear Georeactor. Part 1. Comparison of the Theory with Experiment / V.D. Rusov, D.A. Litvinov, E.P. Linnik et al. // Journal of Modern Physics. - 2013. - № 4. - P. 528-550.

47. Rusov V.D. On Some Essential Peculiarities of the Traveling Wave Reactor Operation / Rusov V.D., Tarasov V.A., Sharf I.V. et al. // arXiv:1207.3695v1 [nucl-th].

48. Rusov V.D. Ultraslow Wave Nuclear Burning of Uranium-Plutonium Fissile Medium on Epithermal Neutrons / V.D. Rusov, V.A. Tarasov, M.V. Eingorn et al. // arXiv:1409.7343v2 [nucl-th].

49. Тарасов В.А. Нейтринная диагностика быстрого уран-плутониевого реактора IV поколения: Дис. докт. техн. наук. - Одесса: ОНПИУ, 2008. - 376 с.

50. Rusov V.D. The Temperature Dependences Distinction of Thermal Source Densities of MOX-Fuel and Dioxide-Fuel and Related with It the Features of NPP «Fukushima-1» Third Unit Accident / V.D. Rusov, V.A. Tarasov, S.A. Chernenchenko et al. // Current Problems in Nuclear Physics and Atomic Energy (NPAE-Kyiv2012): Proc. of Int. Conf., 10 - 14 September 2012, Kyiv, Ukraine. - P. 479-483.

51. Rusov V.D. Fukushima Plutonium Effect and Blow-Up Regimes in

Neutron-Multiplying Media / V.D. Rusov, V.A. Tarasov, V.M. Vaschenko et al. // World Journal of Nuclear Science and Technology. - 2013. - № 3. - P. 9-18. - arXiv:1209.0648v1 [nucl-th].

52. Вейнберг А. Физическая теория ядерных реакторов: пер. с англ. / А. Вейнберг, Е. Вигнер. - М.: Изд-во иностр. лит-ры, 1961. - 733 с.

53. Бартоломей Г.Г. Основы теории и методы расчета ядерных энергетических реакторов / Г.Г. Бартоломей, Г.А. Бать, В.Д. Байбаков, М.С. Алхутов. - М.: Энергоатомиздат, 1989. - 512 с.

54. Русов В.Д. Различие температурных зависимостей плотностей теплового источника мокс-топлива и диоксидного топлива и связанные с этим особенности аварии на третьем блоке АЭС «Фукусима-1» / В.Д. Русов, В.А. Тарасов, С.А. Чернеженко, А.А. Какаев, Е.В. Гречан, С.И. Косенко, О.И. Пантак // Мат-лы 3-й междунар. науч.-практ. конф. «Повышение безопасности и эффективности атомной энергетики», 24-28 сент. 2012 г., Одесса, Украина. - Чернобыль: ИПБ АЭС НАНУ, 2013.

55. Украинцев В.Ф. Эффекты реактивности в энергетических реакторах. - Обнинск: ИАТЭ, 2000. - 60 с.

56. Владимиров В.И. Практические задачи по эксплуатации ядерных реакторов. - М.: Энергatomиздат, 1986. - 304 с.

57. В.І. Скалозубов, І.Л. Козлов, Ю.О. Комаров, В.Ю. Гриб, В.М. Ващенко Аналіз ядерної безпеки при диверсифікації паливних збірок Westinghouse на ВВЕР-1000 // Ядерна фізика та енергетика, № 21 (2), 2020. С. 213-214. ISSN 1818-331X (Indexed by: SCOPUS) DOI: <https://doi.org/10.15407/jnpae2020.02.213>

58. В.І. Скалозубов, В.Ю. Гриб, А.В. Королев, Т.В. Габлая, В.Ю. Кочнева Стратегии управления авариями при полной длительной потере электроснабжения на ядерных энергоустановках // Ядерна енергетика та докiлля. ISSN 2311-8253 № 2 (14), 2019. 68-74 p. DOI: <https://doi.org/10.31717/2311-8253.19.2.2>.

59. Skalozubov V., Melnik S., Pantak O., Gryb V., Spinov V., Komarov Y. (2019), Analysis of experience, safety and prospects of diversification of nuclear fuel at nuclear power plants // Technology Audit and Production Reserves, 4 (1(48), 2019. P. 26–33. <https://doi.org/10.15587/2312-8372.2019.180740>.

60. V.I. Skalozubov, S.I. Melnik, V.M. Vashchenko, I.B. Korduba, V.Y. Hrib The method of express analysis of nuclear and ecological safety during the modernization of nuclear fuel // Journ. Geol. Geograph. Geoecology, 2023, 32(2), P. 388-395 <https://geology-dnu.dp.ua/index.php/GG/article/view/1024/840>

61. V. Vashchenko, V. Skalozubov, V. Hryb, O. Voloshkina Stipulating the radioecological impact of consequences of accidents at nuclear power facilities // Ukrainian Journal of Ecology, 2021, 11 (10), 24-27 p. doi:[10.15421/2021_314](https://doi.org/10.15421/2021_314) <https://www.ujecology.com/articles/stipulating-the-radioecological-impact-of-consequences-of-accidents-at-nuclear-power-facilities.pdf>.

62. Скалозубов В.И., Спинов В.М., Гриб В.Ю. Моделирование аварий в ядерных энергоустановках (Анализ результатов моделирования проектных, запроектных и тяжелых аварий в ядерных энергоустановках). 2020. 179 с. Монографія: LAMBERT Academic Publishing. ISBN: 978-620-0-54862-7.

63. Скалозубов В.И., Спинов В.М., Гриб В.Ю. Безопасность диверсификации ядерного топлива (Анализ условий безопасности при диверсификации ядерного топлива атомных электростанций). 2019. 65 с. Монографія: LAMBERT Academic Publishing ISBN: 978-620-0-49830-4. <https://www.morebooks.shop/shop-ui/shop/product/978-620-0-49830-4>.

64. Ващенко В.М., Кордуба І.Б., Гриб В.Ю. «Технологічний та екологічний аналіз сучасних тенденцій розвитку ядерно-енергетичних технологій» // VIII-ий Міжнародний з'їзд екологів (Екологія / Ecology – 2021) Міжнародний науково-практичний семінар по декарбонізації та екомодернізації промисловості України. Збірник наукових праць Україна, Вінниця 22–24 вересня, 2021

65. Гриб В.Ю. Метод аналізу безпеки при диверсифікації

тепловиділяючих збірок ядерних реакторів. Збірник докладів XVI Міжнародній науково-практичній конференції «Інноваційні тенденції науки і практики» Афіни, Греція, 26-29 квітня 2022 р. <https://isg-konf.com/uk/innovative-trends-of-science-and-practice-tasks-and-ways-to-solve-them/>.

66. Скалозубов В.И., Мельник С.И., Пантак О.И., Гриб В.Ю. Применение экспресс-метода анализа ядерной безопасности при модернизациях ядерных энергетических установок // 11th International conference Science and society 26th April 2019 (Accent Graphics Communications & Publishing, Hamilton, Canada) [https://www.researchgate.net/profile/Bogdan-Kindzer/publication/332866703_Science_and_societyThe_device_for_electrostimulation_VEB-](https://www.researchgate.net/profile/Bogdan-Kindzer/publication/332866703_Science_and_societyThe_device_for_electrostimulation_VEB-1_modulates_parameters_of_electroencephalogram_and_gas_discharge_visualization/links/5cced421299bf14d95789201/Science-and-societyThe-device-for-electrostimulation-VEB-1-modulates-parameters-of-electroencephalogram-and-gas-discharge-visualization.pdf#page=112)

[1_modulates_parameters_of_electroencephalogram_and_gas_discharge_visualization/links/5cced421299bf14d95789201/Science-and-societyThe-device-for-electrostimulation-VEB-1-modulates-parameters-of-electroencephalogram-and-gas-discharge-visualization.pdf#page=112](https://www.researchgate.net/profile/Bogdan-Kindzer/publication/332866703_Science_and_societyThe_device_for_electrostimulation_VEB-1_modulates_parameters_of_electroencephalogram_and_gas_discharge_visualization/links/5cced421299bf14d95789201/Science-and-societyThe-device-for-electrostimulation-VEB-1-modulates-parameters-of-electroencephalogram-and-gas-discharge-visualization.pdf#page=112)

67. Ланкин М.Ю. О некоторых аспектах обоснования безопасности атомных станций (Уроки аварии на АЭС «Фукусима-Дайичи») / М.Ю. Ланкин, А.А. Хамаза, Р.Б. Шарафутдинов, М.И. Мирошниченко // Ядерна та радіаційна безпека. – 2012. – № 1(63). – С. 30-38.

68. Литышев А.В. Результаты адаптации и опытного применения расчетного кода СОКРАТ с использованием суперкомпьютерных технологий / А.В. Литышев, С.И. Пантюшин, Д.Л. Гаспаров и др. // Материалы конф. «Обеспечение безопасности АЭС с ВВЭР». – Подольск, Россия: ОКБ «Гидропресс», 28 – 31 мая 2013.

69. Коцуба А.Л. Особенности моделирования бассейна выдержки отработанного ядерного топлива с использованием расчетного кода MELCOR 1.8.5 / А.Л. Коцуба, Ю.Ю. Воробьев // Ядерна та радіаційна безпека. – 2014. – № 2. – С. 3–9.

70. Будаев М.А. Генерация водорода при осушении бассейна выдержки

во время аварии с полным обесточиванием на АЭС / М.А. Будаев, А.Д. Васильев, Ю.А. Звонарев и др. // Материалы конф. «Обеспечение безопасности АЭС с ВВЭР». – Подольск, Россия: ОКБ «Гидропресс», 28 – 31 мая 2013.

71. Lajtha G. Severe Accident Codes for L2 PSA (ASTEC Requirements) / G. Lajtha, E. Raimond, P. Kostka // ERMSAR meeting. – Bulgaria, 1 September 2008.

72. Asmolov V. Development of Data Base with Mechanical properties of Un- and Preirradiated VVER Cladding / V. Asmolov, L. Yegorova, E. Kaplar et al. // Proc. Twenty-Fifth Water Reactor Safety Information Meeting. – 1997. – NUREG/CP-0162. – V. 2.

73. Носатов В. Анализ тяжелых аварий реакторов ВВЭР с использованием кода MELCOR-1.8.5 / В. Носатов, В. Стрижов. – М. : ИБРАЭ РАН, 2009.

74. Ефанов А.Д. Анализ пространственных эффектов при распространении водорода в объеме контейнмента (ГНЦ РФ ФЭИ) / А.Д. Ефанов, Н.М. Витушкина, А.А. Лукьянов, А.А. Зайцев // Материалы конф. «Обеспечение безопасности АЭС с ВВЭР». – Подольск, Россия: ФГУП ОКБ «ГП», 2008.

75. Моделирование динамики физико-химических форм динамики радиоактивного йода в защитной оболочке реактора ВВЭР при тяжелой аварии (ФГУП «ВНИПИЭТ» – ФГУП «АЭП») // Материалы конф. «Обеспечение безопасности АЭС с ВВЭР». – Подольск, Россия: ФГУП ОКБ «ГП», 2008.

76. Казачков И.В. Моделирование теплогидравлических процессов при тяжелых авариях на АЭС / И.В. Казачков, Могаддам Али Хасан. – К., 2008. – 172 с.

77. Обеспечение локализующих функций защитной оболочки НВАЭС-2 при запроектной аварии с течами из реакторной установки (ФГУП «Атомэнергопроект» – ИПБЯЭ РНЦ «Курчатовский институт») // Материалы

конф. «Обеспечение безопасности АЭС с ВВЭР». – Подольск, Россия: ФГУП ОКБ «ГП», 2008. 41. European Utility Requirements for LWR Nuclear Power Plants. Rev. C. V. 2. – 2001.

78. Семишкин В. П. Тепломеханическое поведение корпуса ВВЭР в тяжелой аварии (ФГУП ОКБ «Гидропресс» – МЭИ) / В.П. Семишкин, В.В. Пажетнов, Е.А. Фризен, В.Д. Локтионов // Материалы конф. «Обеспечение безопасности АЭС с ВВЭР». – Подольск, Россия: ФГУП ОКБ «ГП», 2008.

79. NUREG/CR-6338. Resolution of the Direct Containment Heating for All Westinghouse Plants with Large Dry or Subatmospheric Containments / М.М. Pilch et al. – 1996.

80. Vayssier G. et al. Severe Accident Management Implementation and Expertise. AMM-SAMIME(00)-P009. – European Commission, 2000.

81. Nuclear Europe Worldscan. – 1999. – № 1-2. <http://dspace.nbuu.gov.ua/bitstream/handle/123456789/97412/04-Skalozubov.pdf?sequence=1>

82. Кабанов Л.П. Техническое обоснование управления тяжелыми авариями на АЭС с ВВЭР-1000 / Л.П. Кабанов, Н.А. Козлова, А.И. Суслов. – МЦЯБ-НТЦ ЯРБ РФ-РНЦ «Курчатовский институт», 2006.

83. SARNET, WP_7, SARP05-Table-Phenomena.doc, 13.12.2005.

84. EUR 21026. FISA 2003: EU research in reactor safety. – Luxembourg, 10 – 13 November 2003.

85. Звонарев Ю. Валидация компьютерного кода ASTEC и применение для анализа безопасности АЭС с ВВЭР / Ю. Звонарев, М. Будаев, В. Кобзарь, А. Волчек // Code application and PSA methodologies. Paper No 1. The first European Review Meeting on Severe Accident Research (ERMSAR-2005). – Aix-en-Provence (France), 14 – 16 November 2005.

86. Papin J. French Studies on High Burnup Fuel Transient Behavior under RIA Conditions / J. Papin, M. Balourdet, F. Lemoine et al. // Nuclear Safety. – 1996. – V. 37, No. 4. 31. Sauvage E. Nuclear Reactor Severe Accident Analysis:

Application sand Management Guidelines / E. Sauvage, G. Musoyan // SARnet 17. – Budapest (Hungary), April 1 – 11 2008.

87. Скалозубов В.И. Анализ причин и последствий аварии на АЭС Fukushima как фактор предотвращения тяжелых аварий в корпусных реакторах / В.И. Скалозубов, А.А. Ключников, В.Н. Ващенко, С.С. Яровой. – Чернобыль : ИПБ АЭС НАНУ, 2012. – 280 с.

88. Скалозубов В.И. Основы управления запроектными авариями с потерей теплоносителя на АЭС с ВВЭР / В.И. Скалозубов, А.А. Ключников, В.Н. Колыханов. – Чернобыль : ИПБ АЭС НАНУ, 2010. – 400 с.

89. Support provided by the SARNET in the Framework Programs of Research of the European Commission // Academic press is an imprint of Elsevir. – 2012.

90. Бурдаков Н.С. К вопросу безопасности ядерных реакторов / Н.С. Бурдаков, Н.Я. Русинов. – Озерск : ВРБ. – 2005. – 42 с.

91. Драт Т. Анализ аварии на АЭС ТМ 1-2 с помощью кода ATHLET-CD / Т. Драт, И.Д. Кляинхитпас, М.К. Кох // Атомная техника за рубежом. – 2007. – № 4. – С. 27–34.

92. Капустин А.В. Моделирование тяжелоаварийных сценариев на АЭС ТРИМАЙЛ-АЙЛЕНД в рамках бенчмарка WGAMA TMI-2 BENCHMARK EXERCISE с помощью кода СОКРАТ / А.В. Капустин, К.С. Долганов, Д.Ю. Томащик // 8-я МНТК «Обеспечение безопасности АЭС с ВВЭР». – Подольск, Россия: ОКБ Гидропресс, 2013.

93. IAEA Training in Level 2 PSA. Severe Accident Phenomena. http://www-ns.iaea.org/downloads/ni/training/specific_expert_knowledge/psa-level2/M2%20%20Severe%20Acc%20Phenom.pdf

94. Моделирование взаимодействия высокотемпературного расплава с водой кодом VAREX // Годовой отчет ФГУП «ЭНИЦ». – 2003.

95. Анализ взаимодействия расплава материалов активной зоны с теплоносителем с помощью программного комплекса VAREX / О.И. Мелихов,

В.И. Мелихов, М.В. Давыдов, С.Е. Якуш // Годовой отчет ФГУП «ЭНИЦ». – 2005.

96. Губеня Ю.В. Расчетное обоснование запаса времени для приведения бассейнов выдержки Ривненской АЭС в безопасное состояние на случай полного обесточивания станции / Ю.В. Губеня, А.С. Мазурок, Р.А. Лищук, Н.А. Дивисенко // Ядерна та радіаційна безпека. – 2012. – № 4. – С. 3–8.

97. Мелихов О.И. Исследования ударных волн и струй истекающего теплоносителя при разрывах трубопроводов ВВЭР / О.И. Мелихов, В.И. Мелихов, Ю. В. Парфенов // Годовой отчет ФГУП «ЭНИЦ». – 2005.

98. РД 95 10532-96. Руководство по определению параметров ударных волн при разрыве трубопровода 1-го контура, избыточного давления в помещении гермообъема и нагрузок от воздействия струй на ограждающие конструкции АС.

99. Отчет по анализу безопасности 1 бл. Ровенской АЭС // ГП НАЭК «Энергоатом».

100. Отчет по анализу безопасности 1 бл. Южно-Украинской АЭС // ГП НАЭК «Энергоатом».

101. Отчет по анализу безопасности 5 бл. Запорожской АЭС // ГП НАЭК «Энергоатом».

102. Advisory Material for the IAEA Regulations for the Safe Transport of Radioactive Material. – Vienna: International Atomic Energy Agency, 2005. – 476 p.

103. Regulations for the Safe Transport of Radioactive Material, 2009. Edition (Russian Edition) Safety Requirements IAEA Safety Standards Series TS-R-1. – Vienna: International Atomic Energy Agency, 2009. – 196 p.

104. Сорока Ю. Н. Оценка системы вентиляции для централизованного хранилища отработанных источников ионизирующего излучения / Ю. Н. Сорока, Е. В. Удод // Ядерна та радіаційна безпека. – 2014. – № 1. – С. 45–50.

105. Герлига В.А. Теплогидравлический расчет разветвленных систем температур / В.А. Герлига, В.И. Скалозубов // Известия АН СССР. Энергетика и транспорт. – 1986. – № 2.

106. Гашенко И.В. О влиянии некоторых факторов на развитие теплогидравлических процессов в модели активной зоны РУ ВВЭР-1000 при авариях с потерей теплоносителя / И.В. Гашенко, М.П. Гашенко, В.Д. Кузнецов. – 2003, 213 с..

107. НОС 91. Bewertung vorliegender Storfalldanalysen anderer Institutionen fur das Kernkraftwerk WWER 1000/W320//GRS. – 1991.

108. Сапожников Ю.А. Использование теплогидравлических кодов при разработке ОАБ ядерных энергоблоков / Ю.А. Сапожников, Д.В. Шевелев // Сб. трудов СИЯЭП. – 2004. – № 12.

109. Зайчик Л.И. Математическое моделирование парокапельных турбулентных течений в контейнменте АЭС / Л.И. Зайчик, Б.И. Нигматулин, В.А. Перушков и др. // Тепломассообмен. ММФ-96 III Минский международный форум. – 1996. – С. 123.

110. ПН АЭ Г-1-024-90 (ПБЯ РУ АС-89). Правила безопасности реакторных установок атомных станций.

111. Термогидравлический расчет максимального давления в гермообъеме РУ ВВЭР 1000/302 // Отчет Госкоматома, ОП ЮУ АЭС. – Южноукраинск, 1996.

112. Техническое обоснование безопасности сооружения и эксплуатации АЭС. ЮУАЭС. Блок 1. – ХИЭП, 1991.

113. Оценка безопасности АЭС ВВЭР 1000/В-320 // ГРС-114 - Германия. – 1995.

Додаток А. Список публікацій здобувача за темою дисертації та відомості про
апробацію результатів дисертації

*Наукові праці, в яких опубліковано основні наукові результати
дисертації*

1. В.І. Скалозубов, І.Л. Козлов, Ю.О. Комаров, В.Ю. Гриб, В.М. Ващенко Аналіз ядерної безпеки при диверсифікації паливних збірок westinghouse на ВВЕР-1000 // Ядерна фізика та енергетика, № 21 (2), 2020. С. 213-214. ISSN 1818-331X (Indexed by: SCOPUS) DOI: <https://doi.org/10.15407/jnpae2020.02.213>.

2. Skalozubov V., Melnik S., Pantak O., Gryb V., Spinov V., Komarov Y. (2019), Analysis of experience, safety and prospects of diversification of nuclear fuel at nuclear power plants // Technology Audit and Production Reserves, 4 (1(48), 2019. С. 26–33. <https://doi.org/10.15587/2312-8372.2019.180740> (Фахове видання).

3. Скалозубов В.И., Спинов В.М., Гриб В.Ю. Моделирование аварий в ядерных энергоустановках (Анализ результатов моделирования проектных, запроектных и тяжелых аварий в ядерных энергоустановках). Монографія: LAMBERT Academic Publishing. ISBN: 978-620-0-54862-7.

4. Скалозубов Владимир Иванович, Спинов Владислав Михайлович, Гриб Виталий Юрьевич Безопасность диверсификации ядерного топлива (Анализ условий безопасности при диверсификации ядерного топлива атомных электростанций). 2019. 65 р. Монографія: LAMBERT Academic Publishing ISBN: 978-620-0-49830-4. <https://www.morebooks.shop/shop-ui/shop/product/978-620-0-49830-4>.

5. V.I. Skalozubov, .S.I. Melnik, V.M. Vashchenko, I.B. Korduba, V.Y. Hrib The method of express analysis of uclear and ecological safety during the modernization of nuclear fuel // Journ. Geol. Geograph. Geoecology, 2023, 32(2), P.

388-395 (Web of Science) <https://geology-dnu.dp.ua/index.php/GG/article/view/1024/840>

Наукові праці, які засвідчують апробацію матеріалів дисертації

6. Гриб В.Ю. Метод аналізу безпеки при диверсифікації тепловиділяючих збірок ядерних реакторів. Збірник докладів XVI Міжнародній науково-практичній конференції «Інноваційні тенденції науки і практики» Афіни, Греція, 26-29 квітня 2022 р. <https://isg-konf.com/uk/innovative-trends-of-science-and-practice-tasks-and-ways-to-solve-them/>

7. Скалозубов В.И., Мельник С.И., Пантак О.И., Гриб В.Ю. Применение экспресс-метода анализа ядерной безопасности при модернизациях ядерных энергетических установок // 11th International conference Science and society 26th April 2019 (Accent Graphics Communications & Publishing, Hamilton, Canada) [https://www.researchgate.net/profile/Bogdan-Kindzer/publication/332866703_Science_and_societyThe_device_for_electrostimulation_VEB-](https://www.researchgate.net/profile/Bogdan-Kindzer/publication/332866703_Science_and_societyThe_device_for_electrostimulation_VEB-1_modulates_parameters_of_electroencephalogram_and_gas_discharge_visualization/links/5cced421299bf14d95789201/Science-and-societyThe-device-for-electrostimulation-VEB-1-modulates-parameters-of-electroencephalogram-and-gas-discharge-visualization.pdf#page=112)

[1_modulates_parameters_of_electroencephalogram_and_gas_discharge_visualization/links/5cced421299bf14d95789201/Science-and-societyThe-device-for-electrostimulation-VEB-1-modulates-parameters-of-electroencephalogram-and-gas-discharge-visualization.pdf#page=112](https://www.researchgate.net/profile/Bogdan-Kindzer/publication/332866703_Science_and_societyThe_device_for_electrostimulation_VEB-1_modulates_parameters_of_electroencephalogram_and_gas_discharge_visualization/links/5cced421299bf14d95789201/Science-and-societyThe-device-for-electrostimulation-VEB-1-modulates-parameters-of-electroencephalogram-and-gas-discharge-visualization.pdf#page=112)

Наукові праці, які додатково відображають наукові результати дисертації

8. В.И. Скалозубов, В.Ю. Гриб, А.В. Королев, Т.В. Габлая, В.Ю. Кочнева Стратегии управления авариями при полной длительной потере электроснабжения на ядерных энергоустановках //Ядерна енергетика та довкілля. ISSN 2311-8253 № 2 (14), 2019. 68-74 р. DOI: <https://doi.org/10.31717/2311-8253.19.2.2> (Фахове видання).

9. V. Vashchenko, V. Skalozubov, V. Hryb, O. Voloshkina «Stipulating the radioecological impact of consequences of accidents at nuclear power facilities» // Ukrainian Journal of Ecology, 2021, 11 (10), 24-27 p. doi:10.15421/2021_314 (Web of Science)

<https://www.ujecology.com/articles/stipulating-the-radioecological-impact-of-consequences-of-accidents-at-nuclear-power-facilities.pdf>

10. Ващенко В.М., Кордуба І.Б., Гриб В.Ю. Технологічний та екологічний аналіз сучасних тенденцій розвитку ядерно-енергетичних технологій // VIII-ий Міжнародний з'їзд екологів (Екологія/Ecology – 2021) Міжнародний науково-практичний семінар по декарбонізації та екомодернізації промисловості України. Збірник наукових праць Україна, Вінниця 22–24 вересня, 2021. ISBN 978-966-641-873-2 (PDF).

Додаток Б. Акт впровадження результатів дисертаційної роботи



ЗАТВЕРДЖУЮ

 Сергій Григорійович
 д.т.н., проф.

 С.А. Нестеренко
 2023 р.

АКТ ВПРОВАДЖЕННЯ

Цей акт є підтвердженням того, що результати дисертаційного дослідження аспіранта Національного університету «Одеська політехніка» Гриба В.Ю. на тему «Удосконалення методів аналізу безпеки при диверсифікації тепловиділяючих збірок ядерних енергоустановок» впроваджені в навчальний процес кафедри атомних електростанцій Національного університету «Одеська політехніка», а саме:

- Розроблено та проведено презентацію «Досвід диверсифікації тепловиділяючих збірок ядерних реакторів Westinghouse»;
- Підготовлено та прочитано цикл лекцій на тему «Безпека модернізацій ЯЕУ».

Завідувач кафедри атомних електростанцій,

д.т.н., проф.

В.П. Кравченко