

## АННОТАЦІЯ

*Мазурок О.С.* Удосконалення методики теплогідрравлічного аналізу в рамках робіт по продовженню ресурсу корпусних реакторів. - Кваліфікаційна наукова праця на правах рукопису.

Дисертація на здобуття наукового ступеня доктора філософії за спеціальністю 143 «Атомна енергетика» (14 - Електрична інженерія). - Одеський національний технічний університет, Одеса, 2020.

На сьогоднішній день Україна та ряд інших країн реалізують програму з продовження експлуатації енергоблоків АЕС у понадпроектний термін. При цьому, особлива увага приділяється оцінці технічного стану та продовження терміну експлуатації корпусів реакторів. Також реалізовується програма управління старінням після продовження терміну та можуть бути реалізовані заходи з підвищення теплової потужності реакторів. При цьому, як під час управління старінням, так і при підвищенні потужності є обов'язковим виконання оцінки технічного стану корпусів реакторів.

Для цього, зокрема, для теплогідрравлічного аналізу в світі застосовуються спеціальні методики. Тому, в першу чергу, у даній роботі проаналізовано основні існуючі методики теплогідрравлічного аналізу, що застосовуються в Україні та світі, з метою визначення їх актуальності по відношенню до специфіки та поточного стану енергоблоків АЕС України з врахуванням практичного вітчизняного досвіду. За результатами аналізу, включаючи апробацію вітчизняних методик, були визначені невідповідності діючих методик сталій вітчизняній практиці та запропоновані шляхи оптимізації вимог до теплогідрравлічного аналізу, зокрема, за рахунок обґрунтованого зменшення об'єму розрахункового аналізу (кількості сценаріїв). Базуючись на цьому та досвіді здобувача, було розроблено удосконалену (оптимізовану) методику обґрунтування опору крихкому руйнуванню корпусу реактору в частині теплогідрравлічного аналізу.

У **Вступі** обґрунтовано актуальність і важливість роботи, визначено мету, завдання дослідження, наукову новизну та практичне значення отриманих результатів, відображено її зв'язок з державними та галузевими програмами, а

також з науково-дослідними роботами, що виконувались в Одеському національному політехнічному університеті, відмічено особистий внесок здобувача.

У **першому розділі** виконано аналіз існуючих методик теплогідравлічного аналізу для обґрунтування опору крихкому руйнуванню (термоудару) корпусу реактору. Розглянуто вимоги методик та виконано співставлення з вітчизняним досвідом продовження терміну експлуатації енергоблоків АЕС України. Визначено мету подальших досліджень.

У **другому розділі** проаналізовано результати оцінки технічного стану корпусів реакторів ВВЕР-1000 енергоблоків №3 РАЕС, №1 ХАЕС та №4 ЗАЕС, на підставі чого можна зробити висновок, що групування (вибір) розрахункових сценаріїв для теплогідравлічного аналізу може бути переглянуто з метою оптимізації (зменшення кількості та підвищення якості). Для такого дослідження у якості пілотного енергоблоку було обрано енергоблок №3 ЮУАЕС.

Крім цього, виконано аналіз актуального стану енергоблоків АЕС України. Аналіз підтвердив, що відмінності між енергоблоками з реакторами ВВЕР-1000 є несуттєвими, тому не можуть впливати на перебіг аварійного сценарію або такими, що впливають на результати теплогідравлічного аналізу таким чином, що в кінцевому результаті збільшують запас до окрихчення за результатами розрахунку на міцність. Підтверджено, що удосконалена методика, яка ґрунтується на розрахунках для пілотного енергоблоку №3 ЮУАЕС, може бути застосована для всіх енергоблоків з реактором ВВЕР-1000.

**Третій розділ** містить стислий опис розрахункових моделей для теплогідравлічних кодів RELAP5 та GRS-MIX, а також, допоміжних програмних засобів для підготовки вихідних даних щодо витратних характеристик насосів системи аварійного охолодження активної зони реактору і блоку кінетики, та підготовки граничних умов. Ці моделі та програмні засоби були застосовані у дослідженні та дозволяють спростити розробку розрахункових моделей, запобігти помилок користувача за рахунок автоматизму та скоротити час теплогідравлічного аналізу.

У **четвертому розділі** виконано повний цикл розрахунків (теплогідравлічних, імовірнісних і на міцність) для пілотного енергоблоку з метою підтвердження судження щодо обґрунтованого виключення сценаріїв, що не є представницькими та не визначають ресурс корпусу реактора. Імовірнісний аналіз дозволив визначити групи сценаріїв, що характеризуються високою імовірністю реалізації. Теплогідравлічний аналіз виконано для 54 розрахункових сценаріїв. За результатами рішення нестационарної задачі в постановці лінійної механіки руйнування було обрано по 1-2 сценарії-представника для кожної групи. Для цих сценаріїв після аналізу перемішування було вирішено задачу в постановці нелінійної механіки руйнування та визначено найбільш небезпечний сценарій, що визначає ресурс пілотного енергоблоку. Крім цього з 54 сценаріїв, для яких виконано теплогідравлічний аналіз, було визначено сценарії, для яких розрахунки показали низький запас крихкої міцності, що дозволило зробити висновок щодо сценаріїв, які не є представницькими.

Запропоновано кількісний критерій оцінки впливу протікання аварійних сценаріїв на формування умов термоудару корпусу реактора, який дозволяє зробити висновок про неможливість термоудару і, відповідно, доцільність чи недоцільність подальших розрахунків на міцність.

У **п'ятому розділі** досліджено можливість застосування методики у разі підвищення потужності реакторів. Порівняльний аналіз результатів розрахунків для 6 розрахункових сценаріїв на базовому (100%) та підвищеному (107%) рівнях номінальної теплової потужності показав, що вплив підвищення потужності на протікання аварії потребує додатково дослідження, а саме розрахунку на міцність методами нелінійної механіки руйнування. Наразі, навіть для сценарію, що визначає ресурс корпусу реактору спостерігається зменшення значення запасу крихкої міцності на  $3.81\text{ }^{\circ}\text{C}$  з  $10.52\text{ }^{\circ}\text{C}$  до  $6.71\text{ }^{\circ}\text{C}$ , тобто для підвищеної потужності критерій крихкої міцності виконується.

У **шостому розділі** висвітлено результати апробації вітчизняних методик та розроблено удосконалену методику для обґрунтування опору крихкому руйнуванню корпусів реакторів енергоблоків АЕС України. За результатами

апробації було розроблено рекомендації з метою досягнення відповідності вітчизняних методик вітчизняній практиці теплогідролічного та імовірнісного аналізу, що разом з кількісним критерієм оцінки впливу протікання аварійних сценаріїв на формування умов термоудару корпусу реактора було враховано під час розробки удосконаленої методики.

Наукове значення дисертаційної роботи полягає у тому, що вперше запропоновано кількісний критерій оцінки впливу протікання аварійних сценаріїв на формування умов термоудару корпусу реактора у вигляді Р-Т-діаграми, де виділена область, попадання в яку свідчить про загрозу термоудару; виділена область, попадання в яку свідчить про унеможливлення термоудару  $P < 5.2$  МПа та  $T > 88.5$  °С, та виділена область, в якій завдяки запропонованому критерію визначаються ступінь наближення стану теплоносія до критичної області. Через числове значення цього критерію в інтервалі  $0 < \Theta \leq 0.95$  можна зробити висновок про неможливість термоудару і, відповідно, недоцільність подальших розрахунків на міцність, при значенні критерію  $\Theta > 0.95$  для остаточного висновку необхідно проводити розрахунки на міцність.

Практична цінність дисертації визначається тим, що розроблена удосконалена методика може бути застосована для продовження експлуатації енергоблоків АЕС України з реакторами ВВЕР-1000, для яких відповідні роботи ще не розпочато. Крім цього, методика може бути використана для управління старінням корпусу реактору після продовження терміну експлуатації та обґрунтування опору крихкому руйнуванню корпусу реактору з метою підвищення теплової потужності енергоблоків, так як діючі обґрунтування у цьому разі втрачають актуальність та виникає потреба у нових актуальних дослідженнях.

Результати дисертації впроваджено при виконанні госпдоговірних науково-дослідних робіт (Договір №1768-42 на створення (передачу) науково-технічної продукції «Розробка методологічних підходів до виконання теплогідролічних та імовірнісних розрахунків для оцінки технічного стану і перепризначення терміну експлуатації реактора енергоблоку № 3 ВП ЮУАЕС» (підходи були погоджені у ДП «НАЕК «Енергоатом» та Держатомрегулювання

України у складі документації, наданої для продовження терміну експлуатації), договір №11-1/19 на створення (передачу) науково-технічної продукції «Апробація «Типової програми оцінки технічного стану та продовження терміну експлуатації корпусів, верхніх блоків та головних роз'ємів реакторів енергоблоків ВВЕР-1000» ПМ-Т.0.03.415-16» у частині розрахунку теплогідравлічних параметрів» (результати апробації були погоджені у ДП «НАЕК «Енергоатом» та застосовані для удосконалення типової програми) та договір №11-2/20 на створення (передачу) науково-технічної продукції «Апробація положень «Методики оцінки крихкої міцності корпусів реакторів ВВЕР» СОУ НАЕК 177:2019» з метою уніфікації вимог до розрахунку теплогідравлічних параметрів та імовірнісних оцінок в рамках оцінки технічного стану та продовження терміну експлуатації енергоблоків АЕС України» (результати апробації застосовані для удосконалення типової програми оцінки технічного стану та продовження терміну експлуатації корпусів, верхніх блоків та головних роз'ємів реакторів енергоблоків ВВЕР-1000) та у навчальний процес кафедри АЕС Одеського національного політехнічного університету, про що є відповідні акти.

Ключові слова: Теплогідравлічний аналіз, корпус реактора, опускна ділянка реактора, реакторна установка, методика, опір крихкому руйнуванню, термоудар, вихідна подія, удосконалення, продовження терміну експлуатації.

## ABSTRACT

*O. Mazurok.* The thermal-hydraulic analysis methodology improvement in framework of vessel reactors lifetime extension. - Manuscript copyright.

Thesis for a Doctor of Philosophy Degree in Specialty 143 «Nuclear Energy» (14 - Electrical engineering). - Odessa National Polytechnic University, Odessa, 2020.

At the moment, Ukraine and other countries are implementing a program of NPPs lifetime extension. At the same time, special attention is paid to the assessment of the technical condition and lifetime extension of the reactor pressure vessel. An aging management program after the lifetime extension is also being implemented and upgrades to increase the reactor thermal power can be implemented. In this case,

it is mandatory to assess the technical conditions, including the reactor pressure vessel.

For this purpose, in particular, special methodologies are used for thermal-hydraulic analysis are used worldwide. This paper analyzes the main existing methodologies of thermal-hydraulic analysis used in Ukraine and worldwide, in order to determine their relevance in relation to the specifics and current state of Ukrainian NPPs power units, taking into account practical domestic experience. According to the results of the methodologies analysis, including approbation of domestic methodologies, the inconsistencies of existing methodologies with sustainable domestic practice were identified and ways to optimize the requirements for thermal-hydraulic analysis were proposed, in particular, by reasonable reduction of the calculation analysis scope (number of scenarios). Based on this and the author's experience, an improved (optimized) resistance to brittle fracture substantiation methodology of the reactor vessel in part of thermal-hydraulic analysis was developed.

In the **Introduction**, the relevance and importance of work are substantiated, the purpose, research tasks, scientific novelty and practical value of the received results are defined, connection with state and industry programs is reflected, as well as with research work performed at Odessa National Polytechnic University, the personal contribution of the applicant is noted.

In the **first section**, the analysis of existing thermal-hydraulic analysis methodologies for justification of reactor pressure vessel thermal shock is performed. The requirements of the methodologies are considered and a comparison with the domestic experience of Ukrainian NPPs lifetime extension is performed. The purpose of further research is determined.

In the **second section**, the results of the WWER-1000 reactors technical condition assessment for RNPP-3, KhNPP-1 and ZNPP-4 are analyzed. Based on the analysis, it can be concluded that the grouping (selection) of calculation scenarios for thermal-hydraulic analysis can be revised for the optimization (quantity reduction and quality improvement). For this study SUNPP-3 was selected as a pilot power unit.

In addition, an analysis of the current state of Ukrainian NPPs power units was performed. The analysis has confirmed that the differences between power units with WWER-1000 reactors are insignificant, so they cannot affect the course of the accident scenario or affect the results of thermal-hydraulic analysis in such a way that ultimately increase the margin before embrittlement based on strength calculation. It is confirmed that the improved methodology, based on calculations for the pilot power SUNPP-3, can be applied to all power units with WWER-1000 reactors.

The **third section** contains a brief description of the calculation models for RELAP5 and GRS-MIX thermal-hydraulic codes, as well as assistive software tools for preparing initial data for the mass flow rate characteristics of the emergency reactor core cooling system pumps and the kinetics block and the boundary conditions preparation. These models and software tools were used in the research and help to simplify the development of computational models, prevent user errors through automation and reduce the time of thermal-hydraulic analysis.

In the **fourth section**, a full cycle of calculations (thermal-hydraulic, probabilistic and strength) for the pilot power unit was performed in order to confirm the statement about the reasonable exclusion of scenarios that are not representative and do not determine the reactor vessel lifetime. Probabilistic analysis allowed to identify groups of scenarios characterized by a high probability of implementation. Thermal-hydraulic analysis was performed for 54 calculation scenarios. Based on the results of solving the nonstationary problem in the formulation of linear fracture mechanics, 1-2 representative scenarios were selected for each group. For these scenarios, after mixing analysis, the problem of setting the nonlinear fracture mechanics was solved and the most dangerous scenario determining the resource of the pilot power unit was determined. In addition, scenarios were identified for which the calculations showed a low margin of fragile strength, which allowed us to draw conclusions about non-representative scenarios.

A quantitative criterion for assessing the impact of emergency scenarios on the formation of reactor vessel thermal shock conditions is proposed, through which it

can be concluded that thermal shock is impossible and, accordingly, whether further strength calculations are expedient or not.

In the **fifth section**, the methodologies applying possibility in case of increasing the reactor power is researched. A comparative analysis of the calculations results for 6 calculation scenarios for the base (100%) and increased (107%) levels of nominal thermal power showed that the effect of increasing power on the accident requires additional research, namely the calculation of strength by nonlinear fracture mechanics. Currently, even for the scenario determining of the reactor vessel resource, there is a decrease in the value of the brittle strength reserve by 3.81 °C from 10.52 °C to 6.71 °C, ie for increased power the criterion of brittle strength is fulfilled.

In the **sixth section**, the results of domestic methodologies approbation are highlighted and the improved methodologies for substantiation of resistance to brittle destruction of the Ukrainian NPP power units reactor pressure vessel is developed. Based on the approbation, recommendations were developed to achieve compliance of domestic methodologies with domestic practice of thermal-hydraulic and probabilistic analysis, which together with the quantitative criterion for assessing the impact of emergency scenarios on the thermal shock conditions formation of the reactor pressure vessel was taken into account during the development of improved methodologies.

The scientific significance of the dissertation is that for the first time a quantitative criterion for assessing the impact of emergency scenarios on the formation of the reactor pressure vessel thermal shock conditions in the form of P-T-diagram, where the selected area, hitting which indicates the threat of thermal shock; the selected area, hitting which indicates the impossibility of thermal shock  $P < 5.2$  MPa and  $T > 88.5$  °C, and the selected area, which due to the proposed criterion determines the degree of approximation of the coolant to the critical area. Given the numerical value of this criterion in the range  $0 < \Theta \leq 0.95$  it is possible to draw a conclusion about the impossibility of thermal shock and, accordingly, the unreasonableness of further strength calculations, and in case of criterion value  $\Theta > 0.95$  it is necessary to perform strength calculations for the final conclusion.



The practical value of the dissertation is determined by the fact that the developed improved technique can be used to continue the operation of power units of Ukrainian NPPs with WWER-1000 reactors, for which the relevant work has not yet begun. In addition, the technique can be used to control the aging of the reactor vessel after extension and justify the resistance to brittle destruction of the reactor vessel in order to increase the thermal capacity of power units, as the current justification in this case loses relevance and the need for new research.

The results of the dissertation were implemented in the economic contract research performing (contract №1768-42 for the development (transfer) of scientific and technical products "Development of methodological approaches to thermal-hydraulic and probabilistic calculations to assess the technical condition and reassignment of the SUNPP-3 reactor" (approaches were agreed in NNEGC Energoatom and SNRIU as part of the documentation provided for the lifetime extension), contract №11-1/19 for the development (transfer) of scientific and technical products "Approbation of the "Typical program for assessment of technical condition and lifetime extension of vessels, upper units and main connectors of reactors WWER-1000" PM-T.0.03.415-16" in terms of thermal-hydraulic parameters calculation" (approbation results were approved by NNEGC Energoatom and used for typical program improvement) and the contract №11-2/20 for the development (transfer) of scientific and technical products "Provisions approbation of the "Methodologies for assessing the brittle strength of WWER reactors" SOU NAEK 177:2019" in order to unify the requirements for the calculation of thermal-hydraulic parameters and probabilistic estimates in the assessment of Ukrainian NPPs technical condition and lifetime extension" (approbation results used to improve typical program for assessment of technical condition and lifetime extension of vessels, upper units and main connectors of reactors WWER-1000) and in the educational process of the Odessa National Polytechnic University NPP Department, about which there are relevant acts.

Keywords: Thermal-hydraulic analysis, reactor pressure vessel, reactor downcomer, reactor facility, methodology, resistance to brittle fracture, thermal shock, initial event, improvement, lifetime extension.

## Список публікацій здобувача за темою дисертації

*Наукові роботи, в яких опубліковані основні наукові результати дисертації:*

1. Ю. П. Алексєєв, А. І. Бережний, Г. В. Громов, О. С. Мазурок. Методика виконання теплогідравлічних аналізів в обґрунтування опору крихкому руйнуванню корпусу реактора // Збірник доповідей другої міжнародної науково-практичної конференції «Підвищення безпеки та ефективності АЕС». - Одеса, Україна, 5-7 жовтня 2010 року - Одеса: НВЦ "Енергоатом" ТОВ, 2011. - С. 111-120.

2. Ю. П. Алексєєв, А. І. Бережний, О. С. Мазурок, О. В. Корницький. Модель опускної ділянки реактора ВВЕР-1000 // Ядерна та радіаційна безпека. - 2011. - № 3 (51).- С. 44-46.

3. О. С. Мазурок, Ю. П. Алексєєв, А. Г. Крушинський, А. В. Корницький. Валідація теплогідравлічної моделі РУ з детальною розбивкою ОДР для аналізу термічних навантажень на корпус реактора // Ядерна та радіаційна безпека. - 2012. - №1 (53), С. 16-21.

4. О. М. Михайленко, О. С. Мазурок, С. В. Лисенко. Виконання теплогідравлічного аналізу з метою отримання граничних умов для аналізу термічних навантажень на корпус реактора // Збірник доповідей третьої міжнародної науково-практичної конференції «Підвищення безпеки та ефективності атомної енергетики». - Одеса, Україна, 24-28 вересня 2012 року - Одеса: НВЦ "Енергоатом" ТОВ, 2013. - С. 148-159.

5. О. С. Мазурок, Ю. П. Алексєєв. Аналіз методів моделювання локальних теплогідравлічних процесів в елементах ЯПВУ // Збірник наукових праць СНУЯЕТП. - 2013. - №1 (45), С. 23-34.

6. М. П. Вишемірський, О. С. Мазурок, А. В. Носовський. Аналіз впливу початкових і граничних умов на формування термоудара корпусу реактора (ICONE21-15992) // Матер. 21-ї Міжнародній конференції з ядерної інженерії ICONE21. - Ченгду, 2013. - 8 сторінок.

7. О. С. Мазурок, М. П. Вишемірський. Вплив установки регулюючих клапанів на трубопроводах САОЗ ВТ на формування умов термоудара корпусу

реактора (ICONE22-30437) // Матер. 22-ї Міжнародної конференції з ядерної інженерії ICONE22. - Прага, 2014. - 10 сторінок.

8. О. С. Мазурок, М. П. Вишемірський. Аналіз умов виникнення термоудара корпусу реактора з урахуванням виконаних модернізацій систем, важливих для безпеки // Ядерна та радіаційна безпека. - 2015. - №2 (66), С. 16-23.

9. О. С. Мазурок. Теплогідравлічний аналіз режимів з некерованим рухом і викидом органів регулювання для оцінки міцності реактора // Праці Одеського політехнічного університету, Випуск 2 (52). - Одеса, 2017. - С. 63-69.

10. О. С. Мазурок, В.П. Кравченко. Аналіз існуючих методик теплогідравлічного аналізу в рамках робіт з продовження ресурсу корпусів реакторів // Праці Одеського політехнічного університету, Випуск 3 (56). - Одеса, 2018. - С. 39-47.

*Наукові роботи, які засвідчують апробацію матеріалів дисертації:*

1. О. С. Мазурок, О.М. Михайленко, В.П. Кравченко. Теплогідравлічні розрахунки для оцінки технічного стану та продовження терміну експлуатації реактора енергоблоку №3 ЮУАЕС // Матер. конференції NURETH-18, Портланд, 2019 – С. 1998-2011.

2. О. С. Мазурок, В.П. Кравченко. Вдосконалення методології теплогідравлічного аналізу в рамках продовження терміну експлуатації корпусів реакторів (ICONE27-1223) // Матер. 27-й Міжнародної конференції з ядерної інженерії ICONE-27. - Ібаракі, 2019. - 6 стор.

3. О. С. Мазурок. Методика теплогідравлічного аналізу для оцінки крихкої міцності в рамках робіт по продовженню ресурсу корпусів реакторів АЕС України // Тези доповідей II науково-практичної конференції «Проблеми розвитку науки в контексті трансформацій суспільства». - Хмельницький, 2020 – С. 97-99.

*Наукові роботи, які додатково відображають наукові результати дисертації:*

1. О. С. Мазурок, М. П. Вишемірський. Валідація теплогідравлічної моделі РУ із застосуванням методики швидкого перетворення Фур'є для

кількісної оцінки отриманих результатів // Ядерна та радіаційна безпека. - 2014. - №1 (61), С. 14-20.

2. М. П. Вишемірський, Б.Ю. Грищенко, О. С. Мазурок, О. М. Михайленко. Аналіз ефективності дій оперативного персоналу по зливу деаераторів машзалу під час виникнення аварійних режимів в умовах повної втрати енергопостачання // Збірник доповідей четвертої міжнародної науково-практичної конференції «Підвищення безпеки та ефективності атомної енергетики». - Одеса, Україна, 30 вересня-03 жовтня 2014 року - Одеса: НВЦ "Енергоатом" ТОВ, 2016. - С. 186-196.

3. О. С. Мазурок, О. М. Шумаєв. Теплогідравлічний аналіз в обґрунтування можливості зниження тиску гідравлічних випробувань першого контуру АЕС України з реакторною установкою В-320 // Збірник доповідей четвертої міжнародної науково-практичної конференції «Підвищення безпеки та ефективності атомної енергетики». - Одеса, Україна, 30 вересня-03 жовтня 2014 року - Одеса: НВЦ "Енергоатом" ТОВ, 2016. - С. 407-414.

4. О. С. Мазурок. Аналіз впливу представницьких аварійних режимів на формування напружень в зоні зварного шва №111 парогенератора ПГВ-1000 // Тези доповідей восьмої міжнародної науково-технічної конференції молодих вчених і спеціалістів «Проблеми сучасної ядерної енергетики». - Харків, 2017 р. – С. 44-45.

5. М.О. Полянський, О.С. Мазурок, В.П. Кравченко, Ю.Ю. Биченко. Особливості ідентифікації, групування та кількісної оцінки потенційних сценаріїв крихкого руйнування корпусу реактору із застосуванням методів ІАБ та з урахуванням СОАІ // Тези шостої міжнародної науково-практичної конференції «Підвищення безпеки та ефективності атомної енергетики». - Одеса, 2018 р.

6. О.М. Михайленко, О.С. Мазурок, В.М. Іванов, Ю. В. Губеня. Виконання розрахунково-аналітичного обґрунтування можливості підвищення теплової потужності реактора енергоблоку №4 Рівненської АЕС до потужності 101.5% (до 3045 МВт) // Матер. конференції NURETH-18, Портланд, 2019 – С. 945-955.

7. О.М. Михайленко, О.С. Мазурок, В.М. Іванов. Теплогідравлічні розрахунки і вибір граничних умов для оцінки технічного умови та продовження терміну експлуатації основного обладнання реакторної установки енергоблоку №1 Хмельницької АЕС // Матер. конференції NURETH-18, Портланд, 2019 – С. 1438-1451.