

Національний технічний університет України
«Київський політехнічний інститут імені Ігоря Сікорського»
Міністерство освіти і науки України

Національний технічний університет України
«Київський політехнічний інститут імені Ігоря Сікорського»
Міністерство освіти і науки України

Кваліфікаційна наукова
праця на правах рукопису

Федоров Дмитро Олегович

УДК 621.039.524.4

ДИСЕРТАЦІЯ
ПРОГНОЗУВАННЯ ПІЗНЬОЇ ФАЗИ ВНУТРІШНЬО КОРПУСНОЇ СТАДІЇ
ВАЖКОЇ АВАРІЇ ДЛЯ ПЕРСПЕКТИВНИХ РЕАКТОРІВ IV ПОКОЛІННЯ З
НАДКРИТИЧНИМИ ПАРАМЕТРАМИ ТЕПЛОНОСІЯ

143 «Атомна енергетика»

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

_____/Федоров Д.О./

Науковий керівник, д.т.н., професор Туз Валерій Омелянович

Київ – 2026

АНОТАЦІЯ

Федоров Д.О. Прогнозування пізньої фази внутрішньо корпусної стадії важкої аварії для перспективних реакторів IV покоління з надкритичними параметрами теплоносія.

Дисертація на здобуття наукового ступеня доктора філософії за спеціальністю 143 «Атомна енергетика». – Національний технічний університет України «Київський політехнічний інститут імені Ігоря Сікорського» МОН України, Київ, 2025.

Дисертаційна робота присвячена, на основі даних преконцептуального проекту, використанні спеціальної процедури та галузевого інтегрального важкоаварійного коду, виконанню прогнозування деградації активної зони та параметричного аналізу відмови днища корпусу перспективного ядерного реактору.

У вступі приведено короткий опис напрямку реакторних технологій 4-го покоління, надана актуальність виконання та загальна характеристика роботи, сформульована її мета, основні задачі, об'єкт та предмет досліджень, наведена наукова новизна та практична цінність отриманих результатів, представлено інформацію про особистий внесок здобувача та апробацію роботи, її структуру та обсяг.

У першому розділі представлено опис прагматичного підходу атомної галузі щодо розробки та проектування реакторних установок нового покоління, з підкресленням важливих моментів такої раціоналізації та способів врахування нетипових конструкційних рішень, формулюючи пов'язану з цим проблематику. Наведена схема зв'язку визначальних фізичних аспектів для виконання послідовних етапів запропонованого підходу з оцінці деградації корпусу реактора. Окремо підкреслено загальне важливе явище при розгляданні аварій з розушільненням контуру циркуляції теплоносія, описані існуючі моделі оцінки запираючих параметрів кризи течії та наведена характеристика їх застосовності враховуючи специфічні проблеми, які визначаються початковим станом.

Представлено опис феноменологічної послідовності важкої аварії для легководного ядерного реактору корпусного типу на докритичних параметрах теплоносія, її передумов та причин з огляду накопиченого експериментального досвіду та пояснення з точки зору фізичної наповненості виходячи з сучасного стану досліджень. Розглянуті основні фізичні аспекти протікання аварійного процесу. Наведені чинники впливу деградації активної зони на протязі ранньої фази внутрішньокорпусній стадії. Підкреслені особливості які можуть бути важливими з точки зору горизонтальної орієнтації паливних каналів у активній зоні, фактично звужуючи межі невизначеності. Враховуючи напрям дисертаційної роботи зроблено опис можливих умов у нижній камері змішування на пізній фазі внутрішньокорпусній стадії та підготовлено огляд застосовності існуючих спеціалізованих інструментів аналізу важкої аварії беручи до уваги необхідний функціонал.

У другому розділі викладено підхід для визначення профілю енерговиділення тепловидільної збірки референтної конструкції перспективного ядерного реактору, враховуючи основну особливість теплоносія при надкритичних параметрах по теплофізичному стану в умовах ядерного обігріву. Обґрунтовано необхідність спряженого теплогідравлічного та нейтронофізичного підходу. Описано фізичний зміст розробленого інструменту у вигляді універсального розрахункового модулю. Наведені пояснення прийнятих особливостей стосовно перетворень ізотопного складу ядерного палива, що враховує процеси отруєння та шлакування, а також вихід різних газоподібних продуктів ділення. Представлено алгоритм роботи модулю з урахуванням запізнених нейтронів та приведена схематизація обрахунку константного забезпечення нейтронного блоку, якій було виконано спеціально розробленою процедурою на основі методу Монте-Карло. Було описано особливості визначення профілю енерговиділення при спряженому аналізі з використанням процедури одновимірної теплогідравлики на основі методу початкових параметрів. Наведено результати аналізу впливу існуючих кореляцій визначення коефіцієнта тепловіддачі при надкритичних параметрах теплоносія на профіль

енерговиділення для моделі тепловидільної збірки референтної геометрії. Сформульовано їх придатність та зведені важливі висновки такого параметричного обрахунку. Представлено опис детальної CFD моделі, яка була підготовлена для виконання серії параметричних режимів, з оцінки окрім теплового стану, ще й визначення впливу на енерговиділення фазового стану теплоносія. На базі чого було підтверджено важливі нейтронно-фізичні та теплогідравлічні характеристики тепловидільної збірки предконцептуального проекту.

Третій розділ присвячено оцінці початкової динаміки постульованої великої течії для предконцептуального проекту ядерного реактору ECC-SMART через гіпотетичну вихідну подію «Розрив трубопроводу контуру циркуляції теплоносія повним перерізом» в умовах відказу всіх систем безпеки аварійного заливу. Така робота була виконана з урахуванням двох принципових особливостей проекту та впливового фізичного явища кризи течії при швидкій декомпресії. Для опису надкритичного стану теплоносія з можливістю переходу в двофазну область використовується підхід «псевдокипіння». Було виконано реалізацію цього поняття з оцінкою меж такої області та побудовано лінію стану у неї з використанням апроксимаційної залежності. Це дало змогу розглядати надкритичну течію у двокомпонентному наближенні. Також було перевірено застосовність такого підходу, з гарним узгодженням прогнозних характеристик процесу різкого скиду тиску та нуклеації. Для врахування складної багаторівневої проточної частини активної зони ядерного реактору була розроблена спеціальна CFD модель за «репрезентативним» підходом, та виконана розрахункова оцінка силових параметрів початкової динаміки у тривимірній постановці для різних варіантів можливого експлуатаційного стану. Було продемонстровано динаміку полів зміни тиску та конкретизація аргументів щодо вразливості предконцептуального проекту проточної частини активної зони через отримання суттєвих ударних навантажень на стінках елементів тепловидільної збірки.

В об'ємі **четвертого розділу** було підготовлено швидку розрахункову модель активної зони для інтегрального коду MELCOR в рамках прийнятої

концепції еквівалентного наближення. Наведено короткий її опис та коментування важливих прийнятих припущень. Була передана точно початкова масова характеристика матеріалів конструкційних елементів активної зони для виконання оцінки повної деградації активної зони та накопичення коріуму у нижній камері змішування у базовому представленні предконцепту. Це дало змогу представити початкове розуміння масо розподілу матеріальних компонент сформованого розплаву. Окрім цього, було виконано серію параметричних режимів перебігу важкої аварії в залежності від різних початкових внутрішніх конфігурацій сталівмісту у активній зоні та нижній камері змішування для різних зовнішніх умов охолодження корпусу реактора. Отримані результати дали змогу вказати часову оцінку станів з квазівстановленими процесами у нижній камері змішування, характеристику картини моменту руйнування корпусу реактора та корисна інформація щодо можливих заходів направлених на утримання та арешту розплаву в умовах гіпотетичної важкої аварії.

Наукова новизна одержаних результатів. В роботі наведені результати, які отримані вперше, а саме:

- Запропоновано послідовний та гармонізований підхід виконання аналізу сценарію постульованої важкої аварії (внутрішньокорпусної стадії), з урахуванням важливих домінуючих процесів та їх особливостей для нетипової горизонтальної орієнтації тепловидільної збірки активної зони реактору корпусного типу.

- На базі концепції репрезентативного CFD моделювання, виконана оцінка початкової динаміки процесу декомпресії контуру циркуляції теплоносія, перспективного SCWR, припускаючи застосовність гіпотези псевдо-кипіння при надкритичних параметрах. Виконання апробації такого підходу на основі класичного показового тесту Едвардса, підтвердило його коректність та чутливість до феномену кризи течії.

- Підготовлено спряжений (нейтронно-фізичний, теплогідравлічний) розрахунковий модуль тепловидільної збірки референтної конструкції перспективного малого модульного реактора з теплоносієм на надкритичних

параметрах, що дозволило встановити взаємозв'язок між інтегральним енерговиділенням та густиною теплоносія в залежності від його функціонального призначення (тепловідведення, сповільнення/відбивання), що надає оцінку зміни важливого силового фактору, при різкій декомпресії надкритичної активної зони.

– Продемонстровано нестандартне використання галузевого інтегрального коду MELCOR для підготовки моделі активної зони оригінальної компоновки у послідовному еквівалентному наближенні. Це дозволило виконати попередній аналіз вразливості прекоцептуального проекту до умов постульованої важкої аварії.

Ключові слова: розплав, важка аварія, теплообмін, надкритичні параметри, швидкість, температура, природня конвекція, турбулентність, стратифікація, число Нуссельта, профіль температури, тепловий потік, енерговиділення

Публікації, в яких опубліковані основні наукові та практичні результати дисертації:

1) Федоров Д.О. / Моделі прогнозування кризи течії для теплоносія надкритичних параметрів / Федоров Д.О., Туз В.О., Клевцов С.В. // Науковий журнал «Енергетика: економіка, технології, екологія». 2021. – № 1. – С.81–87. URL: <https://doi.org/10.20535/1813-5420.1.2021.242182>. (Фахове видання кат. Б), *(Федоров Д.О.: написання основного тексту, аналіз літературних джерел, підготовка ілюстративних матеріалів. Туз В.О.: огляд літератури, редагування рукопису. Клевцов С.В.: редагування рукопису).*

2) Кондратюк В.А. Уроки аварії на АЕС Fukushima-Daiichi для безпеки ядерної енергетики України / Письменний Є.М., Остапенко І.А. Федоров Д.О. // Науковий журнал «Енергетика: економіка, технології, екологія». 2022. – № 3. – С. 107-114. URL: <https://doi.org/10.20535/1813-5420.3.2022.272090> (Фахове видання кат. Б) *(Кондратюк В.А.: написання основного тексту, аналіз літературних джерел, Письменний Є.М.: огляд літератури, редагування*

рукопису, Остапенко І.А.: редагування рукопису, Федоров Д.О.: редагування рукопису).

3) Varju T. / Discussion and perspectives for improvements of heat transfer correlation capabilities for fluids at supercritical pressures / Varju Tamás, András Csige, Attila Kiss, V. Filonov, Y. Filonova, D. Fedorov, Andrea Pucciarelli, Sara Kassem, and Walter Ambrosini // Nuclear Engineering and Design, Volume 421, 2024, 113085, ISSN 0029-5493, URL: <https://doi.org/10.1016/j.nucengdes.2024.113085>. (Q1, Scopus), (T. Varju: Formal analysis, Investigation, Writing – original draft, Writing – review & editing. A. Csige: Investigation. A. Kiss: Writing – review & editing. V. Filonov: Investigation, Supervision, Writing – original draft. Y. Filonova: Formal analysis, Writing – original draft, Writing – review & editing. D. Fedorov: Formal analysis, Writing – review & editing, Investigation. A. Pucciarelli: Formal analysis, Writing – original draft, Writing – review & editing. S. Kassem: Formal analysis, Investigation, Writing – original draft, Writing – review & editing. W. Ambrosini: Formal analysis, Investigation, Supervision, Writing – original draft, Writing – review & editing).

4) Filonov V.V., Fedorov D.O. Assessment of the Molten Pool Initial State During Degradation of the Reactor Core with Horizontal Fuel Assemblies Arrangement / Bulletin of the National Technical University "KhPI". Series: Power and Heat Engineering Processes and Equipment, №2 (2024), DOI: <https://doi.org/10.20998/2078-774X.2024.02.02> (Фахове видання кат. Б) (Філонов В.В.: Автор ідеї, написання основного тексту, аналіз даних, Федоров Д.О.: дослідження, аналіз даних, перегляд та редагування тексту).

Публікації які засвідчують апробацію матеріалів дисертації:

5) Філонов В.В., Філонова Ю.С., Федоров Д.О. Прогнозування початкової динаміки процесу пароутворення в перегрітій рідині під час руху хвилі декомпресії // Матеріали XVII МНТК молодих вчених та студентів, м. Київ, 23–26 квітня 2019 р. У 2 т. – К. : КПІ ім. Ігоря Сікорського, 2019. С.96 – Т. 1. – 313 с. (Філонов В.В.: Автор ідеї, написання основного тексту, Філонова Ю.С.: аналіз

даних, дослідження, Федоров Д.О.: аналіз даних, перегляд та редагування тексту)

6) Федоров Д.О., Туз В.О. Моделі прогнозування кризи течії теплоносія з надкритичними параметрами // Матеріали XVIII МНТК молодих вчених та студентів 2020 року. У 2 т. – К. : КПІ ім. Ігоря Сікорського, 2020. С.52 – Т. 1. – 224 с. (Федоров Д.О.: Автор ідеї, написання основного тексту, аналіз даних, дослідження, Туз В.О.: перегляд та редагування тексту)

7) Федоров Д.О., Туз В.О. Особливість явища критичного витоку теплоносія на надкритичних параметрах // Матеріали XIX МНТК молод. вчених і студ., м. Київ, 20–23 квіт. 2021 р. – Київ : КПІ ім. Ігоря Сікорського, Вид-во «Політехніка», 2021. С.42-43 – Т. 1. – 334 с (Федоров Д.О.: Автор ідеї, написання основного тексту, аналіз даних, дослідження, Туз В.О.: перегляд та редагування тексту)

8) Філонов В.В., Федоров Д.О. Оцінка реактивного впливу під час розриву ділянки ГЦТ повним перерізом // Матеріали XX МНТК молод. вчених і студ. (присвячена 125-річчю КПІ ім. Ігоря Сікорського та 90-річчю НН ІАТЕ (ТЕФ)), м. Київ, 25–28 квіт. 2023 р. – Київ : КПІ ім. Ігоря Сікорського, Вид-во «Політехніка», 2023. С.85-86. – Т. 1. – 256 с. (Філонов В.В.: Автор ідеї, написання основного тексту, аналіз даних, Федоров Д.О.: аналіз даних, дослідження, перегляд та редагування тексту)

9) Filonov, V., Kovalenko, O., Dubyk, Y., Filonova, Y., & Fedorov, D. "Effect of the Heat Transfer Correlation Choice on the Coupled Assessment of Energy Release and Stress-Strain State of an Elementary Supercritical Fuel Rod Under Nuclear Heating Conditions." Proceedings of the 2024 31st International Conference on Nuclear Engineering. Volume 4: SMRs, Advanced Reactors, and Fusion. Prague, Czech Republic. August 4–8, 2024. V004T04A069. ASME. <https://doi.org/10.1115/ICONE31-136275> (V. Filonov: Formal analysis, Investigation, Supervision, Writing – original draft, Writing – review & editing. V. Kovalenko: Investigation, Writing – review & editing. O. Dubyk: Investigation, Formal analysis, Writing – review & editing. Y. Filonova: Formal analysis, Writing – review & editing. D. Fedorov: Formal analysis, Writing – review & editing, Investigation)

10) Filonov, V., Dubyk, Y., Kovalenko, O., Filonova, Y., & Fedorov, D. "Evaluation of Three-Dimensional Initial Dynamics of the Decompression Wave at LB LOCA in the Advanced Supercritical Reactor ECC-SMART." Proceedings of the 2024 31st International Conference on Nuclear Engineering. Volume 4: SMRs, Advanced Reactors, and Fusion. Prague, Czech Republic. August 4–8, 2024. V004T04A068. ASME. <https://doi.org/10.1115/ICONE31-136271> (*V. Filonov: Formal analysis, Investigation, Supervision, Writing – original draft, Writing – review & editing. O. Dubyk: Writing – review & editing. V. Kovalenko: Formal analysis, Writing – review & editing. Y. Filonova: Formal analysis, Writing – review & editing. D. Fedorov: Formal analysis, Writing – review & editing, Investigation*)

11) Філонов В.В., Федоров Д.О., Філонова Ю.С., Коваленко О.В. Розрахунковий аналіз пізньої фази внутрішньо корпусної стадії важкої аварії для концепції SCW-SMR з горизонтальним розташуванням ТВЗ активної зони. // Матеріали IX Міжнар. конф. «Комп'ютерна гідромеханіка» 1-2 жовтня 2024. С.78-79 (Філонов В.В.: Автор ідеї, написання основного тексту, аналіз даних, Федоров Д.О.: аналіз даних, дослідження, написання основного тексту, перегляд та редагування тексту, Філонова Ю.С.: перегляд та редагування тексту, Коваленко О.В.: перегляд та редагування тексту)

12) Filonov, V., Fedorov, D., Kovalenko, O., Dubyk, Y., Filonova, Y. Assessment of the failure time of the ECC-SMART supercritical reactor vessel in the late phase of a severe accident // 11th International symposium on supercritical water-cooled reactors: Pisa, Italy, February 3-5, 2025, P.313-331, <https://doi.org/10.12871/9791256081332> (*V. Filonov: Formal analysis, Investigation, Supervision, Writing – original draft, Writing – review & editing. D. Fedorov: Formal analysis, Investigation, Writing – original draft, Writing – review & editing. V. Kovalenko: Formal analysis, O. Dubyk: Formal analysis, Y. Filonova: Formal analysis, Writing – review & editing*)

13) Filonov, V., Kovalenko, O., Fedorov, D., Filonova, Y. Multiphysics assessment of the SCW SMR heat generating channel condition using differential method of the heat transfer intensity and resistance calculation. // 11th International symposium on supercritical water-cooled reactors: Pisa, Italy, February 3-5, 2025, P.199-218,

<https://doi.org/10.12871/9791256081332> (*V. Filonov: Formal analysis, Investigation, Supervision, Writing – original draft, Writing – review & editing. V. Kovalenko: Formal analysis, Investigation, Writing – original draft, D. Fedorov: Formal analysis, Writing – review & editing, Y. Filonova: Formal analysis, Writing – review & editing*)

ABSTRACT

Fedorov D.O. Predicting the late phase of the in-vessel stage of a severe accident for the promising Generation IV reactors with supercritical coolant parameters.

Dissertation for the degree of Doctor of Philosophy of 143 «Nuclear power engineering» specialty. – National Technical University of Ukraine “Igor Sikorsky Kyiv Polytechnic Institute”, Education and science ministry of Ukraine, Kyiv, 2025.

The study of the dissertation is concerned with the usage, based on preconceptual project data, special procedure and industry-specific severe accident (SA) code, to perform a preliminary assessment of the core degradation for parametric analysis of the vessel bottom failure for the promising nuclear reactor.

Foreword provides a brief description of the 4th generation reactor technologies tendency, the relevance of the work and its general characteristics, its purpose, main objectives, object and subject of research, scientific originality and practical value of the obtained results, information about the personal contribution of the applicant, work approbation, its structure and scope.

First chapter represents the pragmatic approach of the nuclear industry to the development and design of a new-generation reactor installations, emphasizing the important aspects of such rationalization and ways of taking into account non-typical design solutions, formulating the related issues. A diagram of the relationship between the determining physical aspects for the implementation of the consequent stages of the proposed approach to assess the reactor vessel degradation is provided. A general important phenomenon in the consideration of the loss of coolant accident (LOCA) is highlighted separately, existing models for assessing the choking parameters of critical flow are described, and their applicability is characterized, including the specific problems determined by the initial state.

The outline of the phenomenological sequence of a severe accident for a light-water nuclear reactor at subcritical coolant parameters, its prerequisites and causes, based on the accumulated experimental experience and explanations from the point of view of physical content considering the current stage of research is presented. The

main physical aspects of the accident process are considered. The factors influencing the core degradation during the early phase of the in-vessel stage are presented. Features that may be important in terms of the horizontal orientation of the fuel channels in the core are highlighted, effectively narrowing the margins of uncertainty in fact. Taking into consideration the thesis trend, a description of the possible conditions in the reactor lower plenum (LP) during the severe accident late phase of the in-vessel stage is provided, and an overview of the applicability of existing specialized SA analysis tools is prepared, including the necessary functionality.

The second chapter describes an approach for determining the energy release profile of a reference design fuel assembly (FA) of a promising nuclear reactor, taking into account the main feature of coolant at super critical parameters (SCP) in terms of thermophysical state under nuclear heating conditions. The necessity of a coupled thermal-hydraulic and neutron-physical approach is justified. The physical content of the developed tool in the form of a universal calculation module is described. Explanations are given for the considered features regarding the transformations of the isotopic composition of nuclear fuel, taking into account the processes of poisoning and slagging, as well as the various gaseous fission products yielding.

The algorithm of the module's operation is presented, taking into account delayed neutrons, and a schematic representation of the calculation of the constant supply of the neutron block is given, which was performed using a specially developed procedure based on the Monte Carlo (MC) method. The features of determining the energy release profile in coupled analysis using a one-dimensional thermal-hydraulic procedure based on the initial parameters method (IPM) method are described.

The results of the analysis of the influence of existing correlations for determining the heat transfer coefficient (HTC) at supercritical coolant parameters on the energy release profile for the FA model of reference geometry are presented. Their applicability is formulated and important conclusions of such a parametric calculation are summarized. A description of a detailed CFD model of the FA, which was prepared to perform a series of parametric modes, is presented, with an assessment not only of the thermal state, but also of the influence of coolant phase state on energy release. On this

basis, the important neutron-physical and thermohydraulic characteristics of the FA of the pre-conceptual design were confirmed.

Third chapter is devoted to assessment of the initial dynamics of the postulated large break (LB) LOCA for the pre-conceptual design of the ECC-SMART reactor during a hypothetical initial event, “Full circumferential pipeline break of reactor coolant system” with failure of all emergency core cooling safety systems. This work was carried out taking into account two fundamental features of the project and the influential physical phenomenon of critical flow during rapid depressurisation. The “pseudo-boiling” approach is used to describe the supercritical state of the coolant with the possibility of transition to a two-phase region. This concept was implemented with an evaluation of the limits of such region, and a state line was plotted in it using an estimation formula.

This made it possible to consider a supercritical medium in a two-component approximation. The applicability of this approach was also verified, with good agreement between the predicted characteristics of the process of rapid pressure drop and nucleation. To take into account the complex multi-level flow part of the reactor core, a special CFD model was developed using a “representative” approach, and a computational assessment of the force parameters of the initial dynamics was performed in a three-dimensional setting for various options of possible operating conditions. The dynamics of pressure change fields were demonstrated and arguments regarding the vulnerability of the pre-conceptual design of the core flow part were substantiated by obtaining significant shock loads on the FA elements walls.

In the **fourth chapter**, a fast-run model of the reactor core was prepared for the MELCOR integral code within the considered concept of equivalent approximation. A brief description of the model and comments on important assumptions are provided. The core structural elements initial mass characteristics were accurately represented to perform an assessment of the complete core degradation and corium accumulation in the LP for the basic demonstration of the pre-concept. This made it possible to present an initial understanding of the mass distribution of the material components of the formed melt. In addition, a series of parametric calculation scenarios of SA were

performed depending on different initial steel mass components of reactor internals and LP configurations and for the various external conditions of reactor ex-vessel cooling. The obtained results made it possible to indicate a time estimate of conditions with quasi-established processes in the lower plenum, characterize the moment of reactor vessel failure, and provide useful information on possible measures aimed to localize and arrest the melted corium in LP under conditions of a hypothetical severe accident.

Scientific novelty of the outcome. The thesis study represents the results that obtained at first time, namely are:

- A consistent and harmonized approach to analyzing a postulated severe accident scenario (in-vessel stage) is proposed, taking into account important dominant processes and their characteristics for the non-typical horizontal orientation of the fuel assemblies in the core of a pressurized water vessel reactor type.
- Based on the representative CFD modeling concept, an assessment of the initial dynamics of the depressurization process of the cold loop of a promising SCWR was performed, assuming the applicability of the pseudo-boiling hypothesis at supercritical parameters. Testing of this approach based on the classic Edwards pipe indicative test confirmed its correctness and sensitivity to the critical flow phenomenon.
- A coupled (neutron-physical, thermal-hydraulic) module of the reference FA design of a promising small modular reactor (SMR) with coolant at SCP was prepared. That allows to establish a relationship between integral energy release and coolant density depending on its functional purpose (heat removal, moderation, reflection), which provides an assessment of the change in an important force factor during rapid depressurization of the supercritical reactor core.
- A non-standard application of the MELCOR industry SA integral code was demonstrated for preparing a fast run model of the reactor core of the original design in a sequential equivalent approximation. This made able to perform a preliminary vulnerability analysis of the pre-conceptual project to the postulated severe accident conditions.

Key words: corium, severe accident, heat transfer, supercritical parameters, velocity, temperature, natural convection, turbulence, stratification, Nusselt number, temperature profile, heat flux, energy release.

ЗМІСТ

АНОТАЦІЯ	2
ЗМІСТ	16
ПЕРЕЛІК ОСНОВНИХ УМОВНИХ ПОЗНАК ТА СКОРОЧЕНЬ	17
ВСТУП.....	22
РОЗДІЛ 1. ЛІТЕРАТУРНИЙ ОГЛЯД	30
1.1 Оцінка параметрів кризи течії при декомпресії з надкритичного стану	32
1.2 Узагальнюючі аспекти деградації активної зони та важкої аварії	38
1.3 Висновки та мотивація.....	47
РОЗДІЛ 2. ОЦІНКА НЕРІВНОМІРНОСТІ ЕНЕРГОВИДІЛЕННЯ ПРИ НАДКРИТИЧНИХ ПАРАМЕТРАХ ТЕПЛОНОСІЯ.....	49
2.1. Оцінка функції енерговиділення.....	50
2.2. Особливості визначення профілю енерговиділення спряженими методами.....	61
2.3. Параметрична оцінка в детальній моделі ТВЗ	68
2.4. Висновки за розділом.....	74
РОЗДІЛ 3. ОЦІНКА ПОЧАТКОВОЇ ДИНАМІКИ ДЕКОМПРЕСІЇ НАДКРИТИЧНОГО РЕАКТОРА	75
3.1. Особливості оцінки початкової динаміки в репрезентативному наближенні	76
3.2. Узагальнення гетерогенної двофазності для теплоносія при НКП.....	81
3.3. Оцінка параметрів початкової динаміки SCW-SMR	89
3.4. Висновки за розділом.....	97
РОЗДІЛ 4. ОЦІНКА ДЕГРАДАЦІЇ АКТИВНОЇ ЗОНИ ТА УМОВ У НКЗ	99
4.1. Принцип послідовного еквівалентного наближення	101
4.2. Еквівалентна модель горизонтальної активної зони	102
4.3. Аналіз формування басейну розплаву в нижній камері змішування.....	106
4.4. Висновки за розділом.....	117
ЗАГАЛЬНІ ВИСНОВКИ	119
СПИСОК ВИКОРИСТАНИХ ДЖЕРЕЛ	121
ДОДАТОК А. СПИСОК ПУБЛІКАЦІЙ ЗА ТЕМОЮ ДИСЕРТАЦІЙ	135
ДОДАТОК Б ПРАКТИЧНЕ ЗАСТОСУВАННЯ РОЗРОБЛЕНИХ ПІДХОДІВ ТА РЕЗУЛЬТАТІВ ДОСЛІДЖЕНЬ	140

ПЕРЕЛІК ОСНОВНИХ УМОВНИХ ПОЗНАК ТА СКОРОЧЕНЬ

Познаки:

a	– швидкість звуку, м/с;
C, c	– концентрація, теплоємність, Дж/(кг·К);
D, d	– величина анізотропної дифузії, розмір частинок;
Φ	– функція розподілу по розмірам частинок; потік нейтронів, н./см ² с;
G, g	– витрата, кг/с; прискорення сили тяжіння вільного падіння,
H, h	– висота, характерний розмір, м;
HR	– питома теплота пароутворення, Дж/кг;
I	– джерело стоку маси;
K, k	– емпіричний коефіцієнт масопереносу; коефіцієнт розмноження нейтронів;
MFT	– масовий потік при термічному фазовому переході, кг/(м ² ·с);
P	– тиск, Па;
Q, q	– тепловий потік, Вт; джерела концентрації;
R, r	– радіус, полярний радіус, м;
T	– температура, К (°C);
Δ	– градієнт, різниця;
α, HTC	– коефіцієнт тепловіддачі, Вт/(м ² ·К);
β	– коефіцієнт теплового розширення, К ⁻¹ ;
χ	– коефіцієнт температуропровідності, м ² /с;
φ	– масова доля «зерен» твердої фази;
ε	– доля твердої фракції, пористість деформація повзучості, відносна помилка;
λ	– коефіцієнт теплопровідності, Вт/(м·К); постійна радіоактивного розпаду, с ⁻¹ ;
μ	– коефіцієнт динамічної в'язкості, Па·с;
ν	– коефіцієнт кінематичної в'язкості, м ² /с; вихід, швидкість нейтронів;

ρ	– густина, кг/м ³ ;
σ	– стала Стефана-Больцмана, Вт / (м ² · К ⁴), напруження, Па;
τ	– час, с;
ω, U	– швидкість середовища, характеристична швидкість, м/с;
ξ	– коефіцієнт опору (об'ємний гідравлічний);
Π	– узагальнений теплофізичний параметр;
W, w	– ширина, м; вага частинки, кіл-ть. нейтр.;
x	– масова доля, безрозмірна;
Ra	– число Релея;
Pr	– число Прандтля;
Nu	– число Нуссельта;
Re	– число Рейнольдса;

Індекси:

0	– початковий, ізотермічний;
1,2	– коріум, внутрішня поверхня стінки корпусу;
п	– пара;
кр	– критичний;
а	– absorption(поглинання);
сг	– creep(повзучість);
down	– нижній;
eff	– effective(ефективний);
f	– рідкий, fission(ділення);
P	– рідина;
pb	– pseudo boiling;
in	– вхід;
L	– Liquidus;
local	– локальний, справжній;
m	– pseudo-critical(псевдо-критична);
mix	– mixture(суміш);
out	– вихід;
p	– ізобарний;

ph	–	phase(фазовий);	
up	–	верхній;	
ref	–	reference(опорний)	
S,s,st	–	solidus, saturation(насичення);	solid(тверде);
		scattering(розсіювання); steel;	
side, ст	–	стінка;	
tot	–	загальний;	
v	–	об'ємний;	
x	–	вісна координата, горизонтальний напрям;	
y, y ⁺	–	радіальна координата, вертикальний напрям; безрозмірна відстань від стінки;	
z	–	аксіальна координата;	

Скорочення:

АЕС	–	атомна електрична станція;
АкЗ	–	активна зона;
ВА	–	важка аварія;
ВВЕР	–	водо-водяний енергетичний реактор;
ВКЗ	–	верхня камера змішування;
ВКП	–	внутрішньокорпусні пристрої;
ГО	–	герметичний об'єм;
ГУ	–	граничні умови;
ГЦТ	–	головний циркуляційний трубопровід;
КО		кінцевий об'єм;
КТ	–	криза течії;
КТВ	–	коефіцієнт тепловіддачі;
МПА	–	максимальна проектна аварія;
МК	–	(метод) Монте-Карло;
ММР	–	малий модульний реактор;
МПП	–	метод початкових параметрів;
РУ	–	реакторна установка;
СПФ	–	спеціальна пристінкова функція;

ТГ	–	теплогідравлічний;
ТВЗ	–	тепловидільна збірка;
ТН	–	теплоносій;
НКЗ	–	нижня камера змішування;
НКП	–	надкритичні параметри;
ЯР	–	ядерний реактор;
ЯПЗН	–	ядра попередників запізнілих нейтронів;
BWR	–	boiling water reactor;
CFD	–	Computational Fluid Dynamics (обчислювальна
ENDF	–	evaluated nuclear data file;
EPRI	–	Electric Power Research Institute;
FA	–	fuel assembly;
GFP	–	gaseous fission products;
HEM	–	homogenous equilibrium model;
HTC	–	heat transfer coefficient;
IAPWS	–	International Association for the Properties of Water and Steam;
IPM	–	Initial parameters method
KIT	–	Karlsruhe Institute of Technology;
KTH	–	Royal Institute of Technology;
LB	–	large break;
LOCA	–	loss of coolant accident;
LMP	–	Larson-Miller parameter;
LP	–	lower plenum;
LWR	–	light water reactor;
PWR	–	pressure water reactor;
PLF	–	pressure loss factor;
RPV	–	reactor pressure vessel;
SA	–	severe accident
SCW	–	super critical water;
SCP	–	super critical parameters;
SCWR	–	super critical water reactor;

SMR	–	small modular reactor (малый модульный реактор);
SNL	–	Sandia National Laboratories
TENDL	–	The TALYS Evaluated Nuclear Data Library;
TMM	–	transfer matrix method;
TMI	–	Three Mile Island nuclear power plant;
TPCM	–	thermal phase change model

ВСТУП

Актуальність теми. Проектування нових поколінь енергетичних реакторів завжди спиралося на накопичений галузевий досвід та сформовану базу інженерної практики. Сукупність втілених технічних рішень у різних напрямках вдосконалення виробництва електроенергії на АЕС та прийнятих раціональних пропозицій щодо ведення експлуатаційних режимів, визначало актуальність та доцільність їх систематизації для уніфікації проекту у новому еволюційному кроці [1]. Сучасний етап розвитку ядерної енергетики, яка по суті базується на легководних типах реакторів (LWR), пов'язаний переважно з втіленням пасивних систем безпеки та покращенням показників паливовикористання [2]. В той же час, для дійсно проривного рішення, гармонізація результатів досліджень релевантних теплофізичних, теплогідравлічних явищ та нейтронофізичних процесів, має залишатися у прагматичній площині та давати корисні й практичні результати.

Отже галузь потрапила у несподівану ситуацію, коли з одного боку, ініціатива міжнародного співробітництва «Форум покоління IV» [3] вказала на технічну здійсненність технології водо-водяного реактора з надкритичними параметрами теплоносія (SCWR), а з іншого, накопичений досвід галузі об'єктивно не зміг стати тим початковим імпульсом для реалізації запропонованого концепту. Варто буде нагадати, що з моменту представлення такого типу реактора та прогнозованої дати демонстраційного етапу пройшло вже майже двадцять років.

Реальний та ґрунтовний погляд на фізичні аспекти проблем з об'єктивною оцінкою механізмів їх вирішення, висвітлено у роботі [4]. Згідно до неї, основні складнощі під час реалізації технології SCWR, полягають у обмеженій придатності спеціалізованих розрахункових інструментів загалом під час роботи з водою на надкритичних параметрах, а також при прогнозуванні складних теплогідравлічних та теплофізичних феноменів, зокрема кризи течії та погіршення теплообміну. Особливо це стосується моделювання процесів у

активній зоні ядерного реактору (ЯР) та контурі циркуляції, під час перехідних або аварійних режимів.

На даний час за цим напрямком, існує декілька концептуальних проектів на різних етапах науково дослідних робіт. ECC-SMART є одним з таких, що пропонує оригінальний та нетиповий підхід у конструкції проточної частини активної зони (АкЗ) [5]. Саме це дає змогу уникнути двох важливих за впливом теплофізичних явищ - погіршеної тепловіддачі з поверхні твел і нестабільної роботи системи паралельних каналів під час набору теплової потужності. Крім того, надкритичний стан теплоносія, сам по собі є джерелом складнощів, за необхідністю розглядання усього спектру термодинамічних умов у контурі циркуляції, з можливим переходом теплоносія з надкритичної області в двофазний стан. Принципові труднощі тут становить околиця псевдо-критичної температури.

Гострим питанням також встає і застосовність сучасних інтегральних кодів детерміністичного аналізу для оцінки стану фізичних бар'єрів безпеки, або вразливості проекту в умовах репрезентативної аварійної послідовності. В інженерній практиці, це вирішуються за допомогою спеціалізованих розрахункових інструментів для прогнозування перебігу важких аварій [6]. Всі ці інтегральні програмні рішення мають можливості швидкого прогнозування перехідних процесів теплогідравліці контуру циркуляції, пов'язаних явищ під час пошкодження і деградації АкЗ, накопичення розплаву, його переміщення, поведінки корпусу реактора при тепловому і механічному навантаженні. Однак, знов непохитним моментом їхнього використання залишається потреба в адаптації до стану водяного теплоносія при надкритичних параметрах (НКП), приведення у відповідність до бази останніх експериментальних даних, та головне актуалізація можливостей представлення сучасних та перспективних АкЗ ЯР, конструкційних рішень їх проточних частин, органів регулювання та матеріалів тепловидільних збірок (ТВЗ), включаючи проекти малих модульних реакторів (ММР).

Фактично, все вищенаведене формулює перед науковцями, інженерами та спеціалістами нагальні завдання без вирішення котрих, якісний та сталий розвиток принципово неможливий, особливо коли галузь через політичний тиск, змушують конкурувати з технологіями відновлювальної енергетики, де доведення концепту до комерційного продукту проходить об'єктивно кратно швидше, а економічна привабливість подається оманливо, під ширмою тарифних маніпуляцій [7].

Тому у дисертаційній роботі пропонується оригінальний підхід виконання попереднього аналізу живучості основного фізичного бар'єру безпеки проекту малого модульного реактора, охолоджуваного надкритичною водою (SCW-SMR), де на кожному з двох послідовних етапів виконується рішення складної фізичної задачі, а максимально критичне ставлення до області застосовності різних типів кодів, допомагає гармонізувати підхід так, що у результаті кінцевий стан першого є початковим до другого. Окрім того, такий новаторський спосіб допомагає виконати оцінку нестандартних конструктивних рішень концепту, а саме активної зони, де тепловидільні збірки розташовані горизонтально. Пропонується й використати існуючий набір галузевих інструментів для виконання оцінки термодинамічного стану проточної частини такої нетривіальної конструкції, для оцінки початкової фази аварійного режиму в умовах постульованої великої течії та отримання характеристичної картини басейну розплавлених матеріалів у нижній камері змішування. На основі цього, можливо підготувати підґрунтя для розробки спеціальної розрахункової процедури моделювання поведінки коріуму та відгуку днища корпусу реактора в умовах теплового навантаження. Це може значно розширити можливості актуальних інтегральних програмних комплексів, або бути корисним у вітчизняній інженерній практиці, при виконанні специфічних етапів робіт з аналізу кінцевого стану фізичних бар'єрів безпеки реакторних систем.

Дисертаційна робота ставить перед собою ще й **важливе завдання**, окрім виконання вище наведеного - **звернення уваги по суті** на накопичений комплекс проблем [8-10] для втілення перспективних реакторних технологій у найближчий

час та завдання **напрямку руху** галузі для підтримки дійсно передових та проривних проєктів, що дозволить розкрити потенціал розвитку атомної енергетики в довгостроковому періоді.

Зв'язок роботи з науковими програмами, планами темами. Тематика дисертаційної роботи відповідає пріоритетному напрямку розвитку науки і техніки України. Окремі результати пов'язані з науково-дослідницькою роботою, яка проводилася на кафедрі Атомної енергетики КПІ ім. І. Сікорського: №2207, «Дослідження теплогідравлічних процесів в елементах систем тепловідведення для перспективних об'єктів атомної енергетики, реєстраційний номер 0221U107187, а також в рамках Euratom Research and training programme 2019-2020, ECC-SMART (Grant Agreement No 945234), на базі ТОВ «ІПП-Центр».

Мета і завдання дослідження. Вивчення важливих аспектів безпеки пре-концептуального проєкту SCW-SMR в умовах гіпотетичної вихідної події-ініціатора важкої аварії на енергоблоці. Демонстрація живучості корпусу реактора на базі виконання параметричного розрахункового аналізу та розробки спеціального інструментарію, що може розглядатися як перша спроба узагальнення підходу виконання аналізу безпеки для нетипової активної зони перспективних технологій реакторів четвертого покоління. Для досягнення цієї мети сформульовано наступні задачі:

1. Проаналізувати існуючий підхід опису теплофізичного стану водяного теплоносія при надкритичних параметрах. Розробити процедуру та визначити її застосовність до прогностної оцінки кризи течії при декомпресії з надкритичного стану.
2. Коротко узагальнити сучасний стан результатів експериментальних досліджень протікання важкої аварії з деградацією активної зони та в рамках цього проаналізувати існуючі моделі для опису динаміки сформованого розплаву матеріалів АкЗ у нижній камері змішування та визначити важливі впливові особливості з урахуванням температурної деградації матеріалу.

3. Виконати оцінку профілю енерговиділення надкритичного каналу, з урахуванням нерівномірності теплоносія та елементів твел, а також зміни матеріального складу ядерного палива.

4. Виконати оцінку початкової динаміки декомпресії для концепту реактора SCW-SMR при постульованій великій течії. Визначити важливі особливості такого аварійного сценарію для реакторів з надкритичними параметрами теплоносія. Отримати характеристику квазі-сталого термодинамічного стану реактора.

5. Сформувати вхідні дані для розробки моделі активної зони для інтегрального коду MELCOR у припущенні еквівалентного наближення. Виконати оцінку деградації та отримати матеріально кількісну характеристику розплавлених матеріалів для пізньої фази внутрішньокорпусної стадії важкої аварії.

Об'єктом дослідження є процеси тепломасообміну та гідродинаміки в проточній частині перспективної активної зони з теплоносієм надкритичних параметрів. Власні характеристики динамічного та конструкційного відгуку на найбільш критичні силові чинники.

Предметом дослідження є закономірності гідродинамічних процесів при наявності екстремальної нелінійної залежності теплофізичних властивостей теплоносія в умовах швидкої декомпресії проточної частини реактора з подальшою деградацією конструкції.

Методи дослідження. Методи тривимірної розрахункової неізотермічної гідродинаміки та емпіричної теорії для методів зосереджених/1D параметрів.

Наукова новизна одержаних результатів. В роботі наведені результати, які отримані вперше, а саме:

– Запропоновано послідовний та гармонізований підхід виконання аналізу сценарію постульованої важкої аварії (внутрішньокорпусної стадії), з урахуванням важливих домінуючих процесів та їх особливостей для нетипової горизонтальної орієнтації ТВЗ активної зони реактору корпусного типу.

– На базі концепції репрезентативного CFD моделювання, виконана оцінка початкової динаміки процесу декомпресії холодної петлі перспективного SCWR, припускаючи слушність гіпотези псевдо-кипіння при надкритичних параметрах. Виконання апробації такого підходу на основі класичного показового тесту Едвардса, підтвердило його коректність та чутливість до феномену кризи течії.

– Підготовлено спряжений (нейтроно-фізичний, теплогідрравлічний) модуль ТВЗ референтної конструкції перспективного ММР з теплоносієм на НКП, що дозволило встановити взаємозв'язок між інтегральним енерговиділенням та густиною теплоносія в залежності від його функціонального призначення (тепловідведення, сповільнення/відбивання), що надає оцінку зміни важливого силового фактору, при різкій декомпресії надкритичної активної зони.

– Продемонстровано нестандартне використання галузевого інтегрального коду MELCOR для підготовки моделі активної зони оригінальної компоновки у послідовному еквівалентному наближенні. Це дозволило виконати попередній аналіз вразливості прекоцептуального проекту до умов постульованої важкої аварії.

Практичне значення отриманих результатів. Розроблений підхід може бути використаний при визначенні особливостей нетипових конструкційних рішень активних зон та чутливості внутрішньокорпусних елементів до умов надпроектного репрезентативного аварійного стану та надати важливу інформацію при розробці розрахункової процедури, для виконання параметричної оцінки цілісності корпусу реактора предкоцептуального проекту ECC-SMART за механізмом плавлення.

Така розрахункова процедура може стати основою для доповнення модулів важкоаварійного коду, або ж бути доробком для підготовки окремого спеціалізованого програмного рішення для перспективних реакторних технологій з теплоносієм при НКП.

Особистий внесок здобувача. Дисертація виконана на кафедрі атомної енергетики та на базі ТОВ «ІПП-Центр», яке спеціалізується на вирішенні науково-технічних проблем в енергетичній та газотранспортній галузях, та є

розробником спеціалізованих методів та програмних продуктів. Підприємство ТОВ «ІПП-Центр» є одним із основних постачальників послуг для ДП НАЕК «Енергоатом» в області науково-технічної та інжинірингової підтримки АЕС України при перепризначенні термінів експлуатації та роботі енергоблоків АЕС у понадпроектні терміни. Робота виконана під науковим керівництвом д.т.н., проф., Туза Валерія Омеляновича.

Особистий внесок здобувача полягає у:

- Розширенні існуючого досвіду реакторів з водою під тиском для аналізу безпеки прекоцептуального проекту реактору четвертого покоління з НКП теплоносія (ТН) з точки зору динамічних силових навантажень та «живучості» корпусу реактора.
- Використанні підходу для мультифізичної оцінки теплогідравлічних та нейтронофізичних параметрів перспективної ТВЗ на основі спеціалізованої процедури, що враховує фізичні особливості. Оцінці впливу застосування різного типу кореляцій на чутливість прогнозу основних параметрів.
- Розширенні області застосування двокомпонентного наближення опису ТН на область НКП, що дозволяє врахувати динамічний перехід в двофазну область при декомпресії.
- Пропонуванні та апробуванні методики оцінки параметрів деградації перспективної АкЗ з горизонтальною конфігурацією ТВЗ. Виконанні оцінки характерного запасу часу на оперативні дії для збереження цілісності корпусу реактора під час важкої аварії (ВА). Оцінка температуро – матеріального стану для детального параметричного аналізу на етапі кваліфікації «концепт» - «проект».

Апробація результатів дисертації. Основні результати роботи доповідалися на міжнародних науково-практичних конференціях аспірантів, магістрантів, студентів «Сучасні проблеми наукового забезпечення енергетики» (Україна, м. Київ, 2019, 2020, 2021 та 2023 років), на міжнародній конференції ICONE-31 (Чехія, м. Прага, серпень 2024р.), на дев'ятій міжнародній науково-практичній конференції «Комп'ютерна гідромеханіка». Інституту гідромеханіки

Національної академії наук України, (Україна, м. Київ, жовтень 2024 р.), та на одинадцятому міжнародному симпозіумі по надкритичним реакторам (Італія, м. Піза, лютий 2025р.)

Публікації. Основні результати дисертаційної роботи представлені у 4 публікаціях наукових робіт, серед яких: 1 стаття у міжнародному журналі, якій індексуються у наукометричній базі даних Scopus, 3 статті у фаховому виданні України, а також 9 тез доповідей на тематичних конференціях.

Структура та обсяг дисертації. Дисертаційна робота складається зі вступу та чотирьох розділів, висновків, списку використаних джерел та двох додатків. Повний обсяг дисертації ~ 141 сторінка, 49 ілюстрації, 9 таблиць, та 2 додатка на 6 сторінках. Список літератури включає 121 найменування.

Автор хоче підкреслити, що представлена робота є логічним продовженням дисертації PhD на тему «Прогнозування режимів погіршеного теплообміну в перспективних реакторах IV покоління з надкритичними параметрами теплоносія» з акцентом саме на застосовності та розширенні запропонованих підходів для аналізу безпеки. Окрему подяку хочеться висловити колективу відділу моделювання процесів тепломасообміну та переносу випромінювання ТОВ «ППП-ЦЕНТР» за суттєву допомогу при досягненні задекларованих та поставлених цілей, за всебічну підтримку при інженерній та науковій діяльності.

РОЗДІЛ 1. ЛІТЕРАТУРНИЙ ОГЛЯД

Проектування перспективних реакторів IV покоління в багатьох випадках базується на наявному в галузі досвіді як з точки зору емпіричних знань (експерименти, експлуатація), так і з позиції аналітичного інструментарію (розрахункових кодів та процедур). Як правило, феноменологічний ряд перехідних та аварійних режимів для нових проектів реакторних установок (РУ) в переважній більшості базується на вже відомих явищах, а ті з них, що визначають особливості концепту умовно можна розділити на транспортні (рух ядерного палива – реактори на сольових розплавах [11]) та станові (параметри стану теплоносія).

Наприклад, до феноменів що визначаються параметрами стану відносять інтенсифікацію процесів корозії [12], погіршений теплообмін [13], матеріальну та теплову нестабільність системи паралельних каналів при зміні параметрів обігріву [14], а при рухомому ядерному паливі – високу хімічну активність. Всі ці «нетиповості» потребують як додаткових обґрунтувань на основі натурних досліджень, так і суттєвої адаптації вже існуючих розрахункових кодів, що дозволить апробованими методами виконувати пре-концептуальні параметричні оцінки [15] (Рис. 1.1).

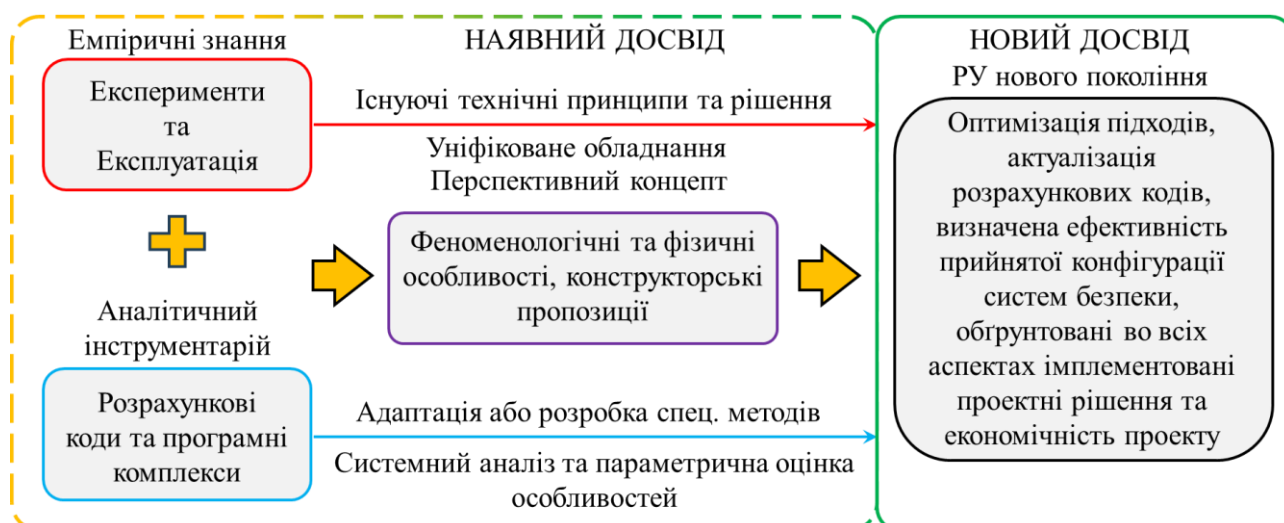


Рисунок 1.1 – Класичний підхід реалізації наявного досвіду при проектуванні РУ нового покоління

З точки зору розробки (проектування) конкретної РУ нового покоління, особливо тієї, що базується на вже відомих технічних принципах (наприклад корпусний реактора під тиском) вкрай недоцільним та занадто затратним є створення спеціалізованого програмного забезпечення для інжинірингового обґрунтування меж безпечної експлуатації. Значно доцільніше адаптувати вже існуючі коди, або ж розробити спеціалізовані методи, що дозволяють поєднувати апробовані інструменти враховуючи конкретні фізичні особливості. В такому випадку можна виділити два основні напрямки за акцентами адаптації підходів: системний аналіз та оцінка локальних (індивідуальних) особливостей проточної частини. Аналітичні інструменти, що застосовуються для кожного з напрямків також можуть потребувати актуалізації з точки зору розрахунку того чи іншого явища [16] (наприклад карти режимів течії, коефіцієнтів тепловіддачі та гідравлічного опору, тощо). На базі системного аналізу визначається ефективність та найбільш доцільна конфігурація конкретної системи безпеки [17]. Здебільшого, критерієм прийнятності в цьому випадку є термодинамічні та/або часові параметри відгуку системи [17,18]. Індивідуальні особливості оцінюються в контексті ефективності застосування ядерного палива та параметрів локальної нерівномірності [19], або ж для оцінки несучої здатності того чи іншого геометричного рішення [20]. Кожна з таких задач потребує виконання низки параметричних розрахунків, а в деяких випадках і застосування нетривіальних методів оптимізації.

Найбільш показовим в контексті вище зазначених пре-концептуальних особливостей є визначення моменту часу формування умов на відмову цілісності корпусу перспективного реактора IV покоління з надкритичними параметрами теплоносія під час протікання пізньої стадії важкої аварії за консервативної (без дієвої) конфігурації систем безпеки. Варто відзначити, що «типовість» подібного роду аналізу компенсується наявністю суттєвих особливостей, які пов'язані з початковим надкритичним станом теплоносія, складністю проточної частини перспективної активної зони та особливостями динаміки процесу декомпресії. Враховуючи сформовану проблематику [4] концептів ректорів IV покоління з

надкритичними параметрами теплоносія, в даному випадку можна виділити наступні фізичні особливості, які визначають пізню стадію важкої аварії (Рис. 1.2).

В даному розділі наведені основні особливості підходів, що застосовуються при оцінці динаміки та основних параметрів формування басейну розплаву та впливу на корпус реактора. Розглянуті особливості деградації активної зони без прив'язки до початкового стану. Виокремлені основні специфічні проблеми, які визначаються початковим станом, а також особливостями геометричної конфігурації проточної частини активної зони.

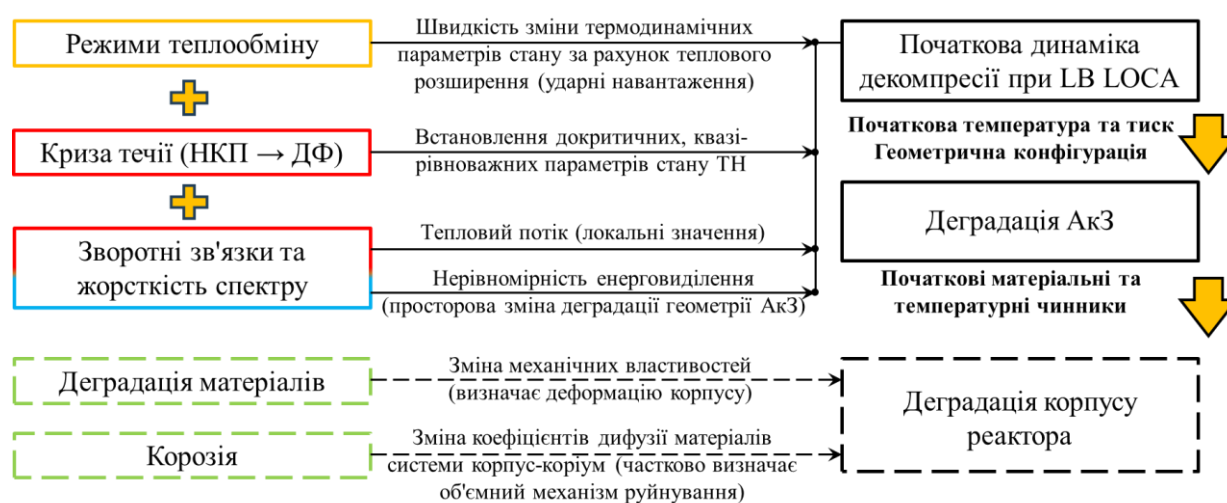


Рисунок 1.2 – Визначальні фізичні аспекти оцінки деградації корпусу реактора

1.1 Оцінка параметрів кризи течії при декомпресії з надкритичного стану

Одним із спільних феноменів для реакторів під тиском є криза течії, яка характеризується усталеною масовою витратою, що не залежить від тиску в граничній умові розриву. Причому встановлений тиск при наявності кризи течії вище ніж тиск оточуючого середовища (в практичних задачах – атмосферний тиск). Дещо спрощуючи реальні фізичні процеси наявність критичного витoku теплоносія можна характеризувати наступним чином. Вважаючи, що основною «рушійною силою» потоку є градієнти тиску, можна стверджувати, що зменшення тиску на вихідній ділянці при незмінному значенні на вхідній, приводить до збільшення швидкості витікання. Створене додаткове збурення

передається по середовищу зі швидкістю поширення слабких хвиль всередину об'єму і призводить до перерозподілу тиску для мінімізації градієнту (перепад на одиницю довжини). При цьому, швидкість середовища в кожному перерізі умовного каналу збільшується. При тотожній рівності швидкості потоку локальній швидкості звуку, подальше збільшення масової витрати для фіксованої геометрії за адіабатичних умов неможливе. Іншими словами, подальше зменшення тиску у вихідному перерізі більше не призводить до збільшення швидкості витікання, відбувається замикання величини витрати течії. Такий режим особливої умови витікання називають кризою течії, а характерну місцеву швидкість - критичною швидкістю (масовою витратою) витоку [21].

Реалістичний прогноз втрати теплоносія при аваріях є принциповим для обґрунтування безпеки ядерних реакторів та для проектування спеціальних систем безпеки [22].

Класична гідрогазодинаміка використовує певний набір фізичних величин і понять, якими описується стан або процес. В даному випадку, коли потрібна оцінка масової витрати, необхідно враховувати наступні початкові умови та особливості:

- Геометричні характеристики гідравлічної системи (якщо система є динамічною, то необхідно формувати і функції зв'язку у вигляді силових факторів та відгуку гідравліки, наприклад для врахування хлистання [23]).
- Початковий термодинамічний стан середовища в проточній частині (тракті): повна ентальпія, тиск та швидкість;
- Враховувати нерівноважність процесів (механічна та термічна нерівноважність), що визначає математичну постановку для опису потоку;
- Для врахування ударних процесів пов'язаних з декомпресією необхідно враховувати нестационарну зміну тиску в рівнянні повної енергії.

В загальному, моделі кризи течії для однофазних (здебільшого газових) та двофазних потоків, можна поділити в залежності від складності постановки [24] (Рис. 1.3). Деякі з них запропоновані без теоретичних викладок і представлені у вигляді напівемпіричних співвідношень, що зв'язують критичну витрату і

термодинамічні параметри стану середовища. Для узгодження з відповідними експериментальними даними вводяться безрозмірні поправочні коефіцієнти.

Інші моделі, навпаки, отримують шляхом вирішення набору двох і більше балансових рівнянь (отримані шляхом інтегрування законів збереження в фіксованому об'ємі, які представлені в диференційній формі), що описують інтегральну форму фундаментальних законів збереження маси, імпульсу і енергії для кожної фази окремо або для представленої гомогенної суміші.

Звичайно, ці підходи були розроблені в першу чергу для докритичного стану, тому питання їх прямого застосування для опису явища кризи течії (КТ) при НКП не формулюється. Однак, вони взяті за основу в роботах по адаптації моделей, призначених для надкритичних умов.

З математичної точки зору, навіть найскладнішу теоретичну постановку, засновану на системі з семи диференційних рівнянь збереження (тиск також вважається нерівноважною величиною, що є індивідуальною для кожної із фаз [25]), цілком допустимо вирішувати спрощено. Більше того, багато теорій стають застосовними для інженерних оцінок, якщо вони дають прийнятне співпадіння з релевантним експериментом.

Сучасні алгебраїчні моделі оцінки параметрів кризи течії базуються на моделях типу Генрі-Фауске [26], які засновані в основному на термодинамічних співвідношеннях, що враховуються при інтегруванні вихідної системи диференційних рівнянь двофазного потоку.

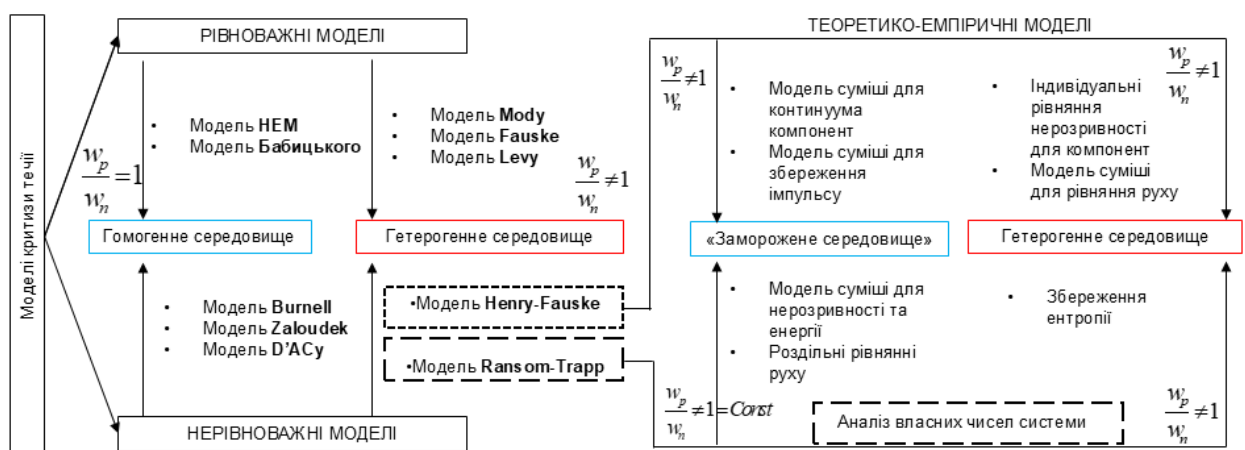


Рисунок 1.3 – Загальна класифікація моделей кризи течії

Диференційні моделі в незалежності від способу оцінки критичних параметрів (наприклад власні числа системи [27]) базуються на фундаментальній системі рівнянь, що дозволяє враховувати механічну та термічну нерівноважність потоку. Такі моделі дозволяють оцінити не тільки критичні параметри, але й прогнозують миттєвий розподіл основних параметрів потоку.

В залежності від підходів щодо врахування нерівноважності процесів (наприклад за полями швидкості чи температури) суттєво змінюється і складність управляючих рівнянь і певною мірою втрачається універсальність (в першу чергу з точки зору геометричних масштабів). Проте характерною рисою таких моделей є те, що вони дозволяють застосовувати «класичні» граничні умови в місці розриву (тобто тиск та температура може бути прийнята такою, як в оточуючому середовищі).

Тим не менш, в інженерній практиці алгебраїчні моделі все ще використовуються в переважній більшості випадків із-за своєї простоти, а також високої надійності та швидкодії (див. Рис. 1.4), що є важливим наприклад при імітаційному аналізі [28,29]. Більш детальний огляд розрахункових співвідношень для оцінки параметрів кризи течії (в тому числі і формалізм) наведений в [30-32].

У випадку початкового надкритичного стану середовища кожна з моделей, строго кажучи, не придатна для врахування специфіки переходу в двофазний стан. Особливо це стосується випадків, коли тиск і температура є надкритичними, а опис потоку базується на диференційних співвідношеннях. Складність полягає в необхідності опису однофазного середовища (надкритичний стан) та двофазного середовища єдиним набором співвідношень без використання розривних функцій (предикативних умов).

З точки зору формалізму, потік повинен описуватися однаковою кількістю фізичних змінних, які легко інтерпретувати незалежно від термодинамічного стану. Наприклад, двофазний стан в загальному випадку (одновимірною постановкою) може бути описаний 7-ма незалежними змінними (2 швидкості, 2 тиски, 2 температури та об'ємна доля однієї із фаз).

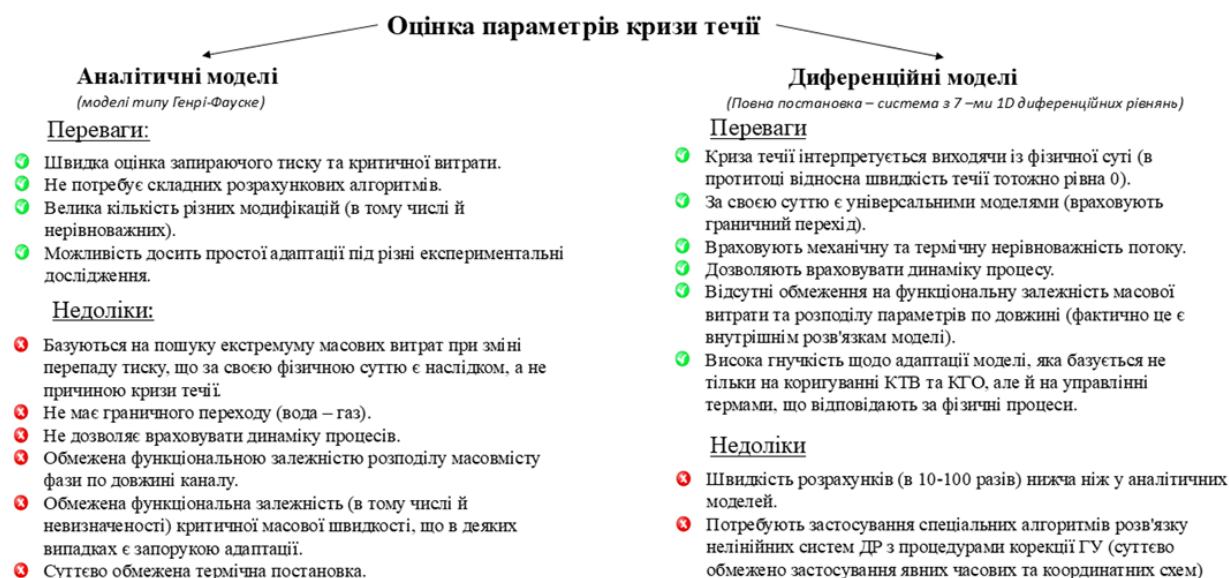


Рисунок 1.4 – Переваги та недоліки основних класів моделей кризи течії

В той час як надкритичний стан описується лише 3-ма змінними: швидкість, тиск та температура. Особливості такого підходу проілюстровані на Рис. 1.5.

Серед масштабних робіт пов'язаних з дослідженням феномена КТ при НКП однією з перших була робота [33], де перед авторами в ході проведення численної серії експериментів було поставлено два завдання. Одна із основних початкових задач полягала в отриманні даних необхідних для оцінки застосовності існуючих розрахункових моделей та підходів. Варто відзначити, що для води при надкритичних умовах були протестовані тільки гетерогенні-рівновісні моделі (НЕМ) і отримано аналітичне рішення для критичної витрати базуючись на рівнянні Бернуллі. В дослідженнях [33] також була приділена увага і визначенню режимів теплообміну. Всі 283 серії експерименту проводилися шляхом підтримки робочого тиску в перерізі розриву при атмосферних умовах. На основі комплексних досліджень [33-36] було оцінено застосовність «класичних» моделей для прогнозування режимів критичного витоку теплоносія. Встановлено, що умовно аналітичний клас моделей має суттєві переваги щодо адаптації на надкритичний стан.



Рисунок 1.5 – Схематизація універсальної моделі оцінки параметрів потоку (в тому числі кризи теплообміну) з урахуванням переходу з надкритичного стану в двофазний

В контексті диференційних моделей умовна точка спряження (перехід від надкритичного в двофазний стан, Рис. 1.5) є одним із основних чинників, який визначає інтенсивність критичного витоку теплоносія [34,35]. Її стан (точніше умови переходу) можуть бути наступними:

- критичне середовище (до точки 22.1 МПа по тракту падіння тиску);
- перегріта пара (22,1 МПа і температура вище T_s);
- перегріта рідина з подальшим вибуховим кипінням (22.1 МПа, а температура нижче 647.3 K);
- двофазна суміш (тиск нижче 22.1 МПа, і температура T_s).

Прогнозування режимів кризи течії при надкритичних параметрах теплоносія все ще є інженерною проблемою, особливо в контексті розрахунків режимів великої течії теплоносія (LB LOCA), які характеризуються швидкою декомпресією. Переважна більшість розрахункових кодів типу RELAP, ATHLET (не спеціальні НКП версії) взагалі не дозволяють виконувати розрахунки при переході з НКП у двофазний стан. Навіть якщо вдається врахувати особливості

надкритичного стану, то прогностні величини зазвичай більше ніж на 40% відрізняються від референтних експериментальних значень.

Таким чином, можливість прогнозування критичного потоку багато в чому визначає максимальні навантаження на внутрішньокорпусні пристрої (ВКП) перспективного реактора, а також квазістабілізований проміжний стан теплоносія, що є важливим при переході від початкової динаміки до довготривалих оцінок (наприклад деградації активної зони).

1.2 Узагальнюючі аспекти деградації активної зони та важкої аварії

Розглянемо основні особливості перебігу важкої аварії, а також характеристичні етапи (категоризація умовна) без прив'язки до ініціаторів процесу розвитку деградації активної зони і реакторної установки. Варто також зауважити, що кожен концепт існуючих чи перспективних реакторів має свої особливості, проте переважна більшість основних фізичних процесів залишається подібною (здебільшого змінюються параметри початкового стану, а також теплофізичні умови, які визначають процеси інтенсивності).

З точки зору фізичної наповненості важка аварія - це складний мультифізичний процес, якій охоплює широкий спектр різнопланових явищ:

- Термодинамічний стан теплоносія в АкЗ і контурі циркуляції ЯР (як початковий так і миттєвий) [37].
- Пошкодження АкЗ, починаючи з окислення оболонок твел, формування рідкого розплаву, його переміщення по тракту проточної частини активної зони, накопичення розплаву (формування басейну), руйнування, плавлення та взаємодія матеріалів ВКП, фрагментація розплаву, проплавлення та втрата цілісності корпусу ЯР, вихід розплаву з корпусу, взаємодія розплаву з матеріалами підреакторного простору [38-40].
- Вихід летких продуктів поділу, перенесення й осідання в контурі циркуляції та в гермооб'єм (ГО), поведінка аерозолів [41].

- Напрацювання неконденсованих газів і вихід у середовище ГО, їхнє накопичення і розподіл, залив розплаву (у випадку спрацювання відповідних систем), пряме нагрівання захисної оболонки [42].
- Створення потенційних дефлагаційних та детонаційних умов із-за генерації та накопичення водню [43,44].

На поточний момент причини та умови деградації активної зони (в першу чергу докритичних водо-водяних реакторів) вивчені досить добре [38-40]. При некомпенсованій втраті води у ЯР, середовище теплоносія та продуктів реакції буде поступово нагріватися і випаровуватися, що призведе до падіння рівня в АкЗ та спричинить погіршення охолодження конструкційних елементів (в першу чергу ядерного палива).

Подальший перегрів призводить до плавлення конструкційних елементів твел та до деградації геометрії проточної частини активної зони. Кожна із стадій має свої характерні температурні режими та визначається своїми домінантними процесами (Рис. 1.6). Така послідовність отримана шляхом аналізу спеціалізованих цільових експериментальних досліджень ACRR-MP, CORA, RHEBUS FP та накопичених знань поведінки та взаємодії розплавлених матеріалів на всіх етапах внутрішньокорпусної стадії важкої аварії на ЯР типу PWR/BWR [45-48].

Як видно з Рис. 1.6, важливим аспектом ВА на початковій фазі внутрішньокорпусної стадії є ініціація екзотермічних реакцій окислення паром металевих поверхонь. При створенні умов розвиненого процесу окислення (температура АкЗ понад 800°C), тепла енергія (особливо, що виділяється в процесі паро-цирконієвої реакції) значно змінює темп зростання температури оболонки твел.



Рисунок 1.6 – Характерні температурні режими і взаємодія матеріалів АкЗ

Її значення і динаміка визначаються кількістю парової фази, яка може бути задіяна в реакції та, відповідно, продукувати напрацювання вибухонебезпечного водню. Генерація і поступове накопичення водню становить серйозну загрозу для цілісності фізичних бар'єрів безпеки.

Подальше пошкодження АкЗ, формування розплаву та його просування визначає характер втрати геометрії АкЗ (залишок прохідного перерізу) і як наслідок, зміну тракту руху рідкої/парової фази теплоносія. Також на цій стадії ВА може утворитися додаткова кількість водню через повторне окиснення металів фрагментів ВКП, при масовому переміщенні деградованого матеріалу у бік нижньої камери змішування. Важка аварія поступово переходить у внутрішньокорпусну пізню фазу, кінцевим станом якої, у разі безуспішності протиаварійних дій, є відмова, або руйнування металу корпусу (нижня еліптична або циліндрична частина). Типова феноменологічна послідовність ВА для LWR [49-51] представлена на Рис. 1.7.



Рисунок 1.7 – Загальна типова послідовність етапів важкої аварії для LWR

Окрім основних чинників, що впливають на перебіг протікання внутрішньокорпусної стадії деградації активної зони, важливо враховувати їх взаємозв'язок із супутніми явищами та застосовність для різних типів реакторів. Їх ідентифікація по групах та пояснення засновані на матеріалі [52] (Рис 1.8).

До **першої групи явищ** можна віднести вигоряння ядерного палива, яке пропорційне до генерованої потужності та часу роботи на ній. Його величина впливає на початковий ступінь окислення оболонки, що може призвести до різної поведінки за однакового механізму руйнування (принаймні з точки зору інтенсивності процесів окислення) та наприклад, визначає профіль та рівень залишкових енерговиділень. Оскільки це домінантний вкладник у загальне теплове навантаження, то оцінка залишкової потужності суттєво впливає на всіх етапах протікання важкої аварії [53].

1	2	3
1. Вигорання ЯП 2. Час після АЗ 3. Повторна критичність	1. Тиск 1 контуру 2. Оголення АкЗ 3. Повторний залив	1. Осушення АкЗ 2. Поведінка палива 3. Поведінка оболонки
Енерговиділення	Стан 1 контуру	Стан АкЗ
4	5	6
1. Окислення цирконію 2. Пошкодження ТВЕЛ 3. Генерація водню	1. Вихід радіонуклідів 2. Плавлення оболонки 3. Формування розплаву	1. Переміщення розплаву 2. Евтектична взаємодія 3. Теплообмін розплаву
Окислення	Деградація АкЗ	Поведінка розплаву

Рисунок 1.8 – Основні чинники процесу деградації активної зони при важкій аварії

Ефект повторної критичності, здебільшого актуальний при збереженні часткової цілісності геометрії АкЗ і може бути пов'язаний із локальним «розбавленням» теплоносія або втрати функції поглинача елементів органів регулювання системи управління та захисту.

У **другій групі** виокремлюють явища, пов'язані з запасом теплоносія в контурі циркуляції і власне способом тепловідведення від АкЗ. Тиск у реакторній установці розглядається в цілому як впливовий чинник на хронологічну

послідовність аварійного режиму та деградації активної зони, так і як фактор силової дії на внутрішньо корпусні пристрої та корпус реактору.

Третя група містить чинники та процеси, що впливають на початковій стадії пошкодження активної зони. Вони охоплюють теплообмін, термомеханічну поведінку палива, поглинача та структурних компонентів, в умовах зниження рівня ТН у реакторі або осушення АкЗ. Також враховується плавлення і переміщення. Окремо розглядаються ефекти, пов'язані із взаємодією рідких фаз металів та їх оксидів, перемішування і розчинення.

Початок напружування неконденсованих газів розглядається у **четвертій групі** як потенційні джерела загрози цілісності фізичних бар'єрів безпеки. Затискання прохідного перерізу елементів проточної частини які впливають на величину тепловідведення від ТВЗ. Подальше поступове пошкодження внутрішньокорпусних елементів, пов'язане з поєднанням перерахованих факторів та може визначатися особливістю геометричної компоновки активної зони.

Фактори наступної групи сильно залежать від попередніх - інтенсивність процесів окислення поверхонь металевих елементів АкЗ і внесення додаткового тепла. В окремій **п'ятій групі** розглядають вихід накопичених летючих продуктів ділення і процес формування рідкого розплаву. Фактори механізмів його подальшого переміщення, розтікання, взаємодії з іншими матеріалами, накопичення і застигання є складовою **шостої групи**, яка також охоплює чинники поведінки і теплообміну у коріумі в нижній камері змішування й утримання розплаву всередині корпусу ЯР.

Отже, початок пізньої фази деградації активної зони характеризується глобальною втратою початкової геометрії АкЗ, вкрай високим температурним режимом, величини якого значно перевищують пороги плавлення сталі та інших конструкційних матеріалів ВКП та головне утворенням рідкого розплаву металевої фракції. Розплавлений металевий цирконій поблизу температури плавлення розчиняє в собі ще тверде ядерне паливо. При чому ця здатність збільшується при підвищенні температури до точки монотектики [54]. За таких високих температур розплавлені оболонки твел «насичуються» (за рахунок

високотемпературної дифузії) масовою часткою діоксиду урану. В результаті матеріал, який переміщується вниз, набуває властивості та форму псевдобікомпонентної суміші, яку називають «текучим ядерним паливом». Просування розплаву продовжується до моменту геометричної або температурної локалізації. Особливість процесу полягає в тому, що присутність джерела енерговиділення зумовлює постійне нагрівання та переплавлення. Важливою особливістю з точки зору аналізу деградації активної зони є геометричне розташування ТВЗ (вертикальне або горизонтальне розташування). Аналіз наявних експериментальних досліджень, а також відомих аспектів феноменології не дозволяє однозначно встановити вплив орієнтації у просторі. Але, в основному сила тяжіння визначатиме «фронт» руху розплавлених матеріалів, конфігурацію розплавлених компонент та поточний стан деградації АкЗ (Рис. 1.9). В першому наближенні можна припустити, що важливі процеси які пов'язанні з поверхнею контакту на тракті переміщення або слідування рідкої фракції (наприклад «кендлінг»), слід враховувати шляхом просторового розподілення на групи горизонтальних поверхонь. Строго кажучи, орієнтація ТВЗ визначає способи та початок переміщення нерозплавлених фрагментів ядерного палива. В деяких випадках очікується, що початок переміщення принаймні в рамках однієї вертикальної ТВЗ (чохлової) розпочнеться раніше ніж у тієї, що розташована вертикально за тих же матеріальних та теплових параметрах.

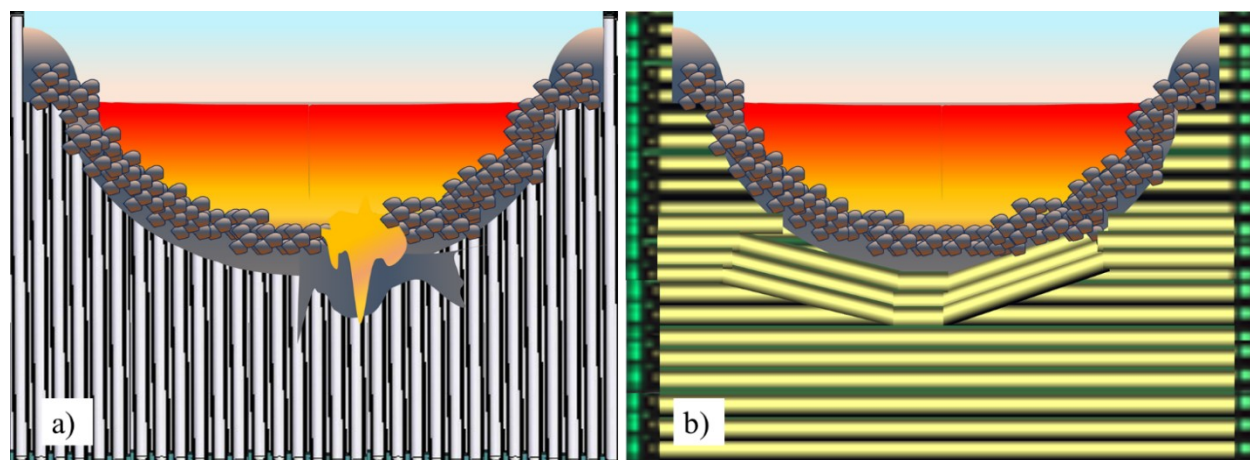


Рис. 1.9 – Можлива конфігурація АкЗ під час плавлення (а – вертикальна, б – горизонтальна орієнтація ТВЗ)

Враховуючи потенційно велику масу матеріалу, яка переміщується у нижню камеру змішування (характерно для корпусних реакторів), то саме просторова організація та виконання цієї частини об'єму реактору буде визначати зони блокування, та конфігурацію охолодження, подібні до тих, що спостерігались під час аварії на ТМІ-2 [55].

Зважаючи на невизначеності аналізу перспективних активних зон, одним із основних варіантних чинників параметричної оцінки стану та поведінки розплаву в нижній камері змішування (НКЗ) є геометричні та матеріальні початкові параметри. До другого параметричного фактору можна віднести прийняту масу коріуму та відповідно зосереджену потужність джерела. Однак, окремим аспектом тут являється очевидна невизначеність, щодо прийняття конфігурації фрагментів, що мають залишкові енерговиділення.

Також варто відзначити, що матеріали АкЗ, які мають нижчі температури плавлення ніж матеріал оболонки твел можуть стікати значно раніше. За відсутності підйомної гідродинамічної сили є імовірність формування локальних «заморожених» поверхонь складної геометричної форми, які призводять до зміни умов подальшого переміщення розплавлених фрагментів.

Слід зазначити, що під час переміщення коріуму, важливими є умови у нижній камері змішування (присутність рідкої фази води, зовнішнє охолодження корпусу), що склалися на даний момент часу, задля коректної оцінки потенційного підвищення тиску в ЯР внаслідок цього.

В загальному випадку, якщо перенос фрагментів АкЗ та коріуму до НКЗ не викликає швидкого руйнування корпусу реактора, то час, необхідний для наближення до умов реалізації механізмів пошкодження металу корпусу ЯР (тепловий або термосиловий), становлять декілька годин, та залежить від історії аварійної послідовності та конкретного перебігу подій на енергоблоці, враховуючи дії оперативного персоналу. Зазвичай вони призводять до поліпшення умов перебігу аварії, тому безпосередньо в першому наближенні їх можна не враховувати.

В цілому на пізній внутрішньокорпусній стадії відбувається перегрів нижньої еліптичної частини днища корпусу реактора з можливим руйнуванням в наслідок високотемпературної повзучості або прямого прожигу. Очевидно, що зовнішнє охолодження єдина впливова стратегія для утримання цілісності передостаннього фізичного бар'єру безпеки. Експериментальні результати, наведені в роботі [56], показують, що при певній конфігурації, при затопленні підреакторного простору формується бульбашковий режим кипіння на зовнішній поверхні. Тим не менш, в загальному випадку, ефективність стратегії завжди потребує підтвердження через параметричну оцінку інтенсивності теплообміну з врахуванням емпіричної інформації. В загальному, на основі серії експериментальних досліджень (Табл. 1.1) та виявлених особливостей перебігу перехідних процесів були побудовані спеціалізовані розрахункові коди, але які мають різні за фізичними особливостями можливості. Діаграма застосовності та функціональних можливостей наведена на Рис. 1.10.

Табл. 1.1 – Серії експериментальних досліджень взаємодії коріум-корпус

Основні експериментальні установки по дослідженню взаємодії матеріалів активної зони з днищем корпусу реактору	
RASPLAV, OECD (Росія) [57]	Теплове навантаження коріуму на днище реактора та їх взаємодія
MASCA (Міжнародний) [59]	Механізми формування стратифікованих ван в НКЗ
CPO II, IVO (Фінляндія) [63]	Теплопередача від басейну розплаву до днища реактору
BALI, CEA (Франція) [64]	Коефіцієнти теплопередачі між басейном розплаву і стінками
SULTAN, CE (Франція) [65]	Утримання розплаву в корпусі при зовнішньому охолодженні
ALPHA, JAERI (Японія) [66]	Охолодження уламків активної зони в корпусі реактору
EPRI / FAI (США) [67]	Охолодження уламків активної зони в корпусі реактору
LHF, OECD (США) [68]	Механізми руйнування днища реактору при високих значеннях температури / тиску
FARO, JRC [69]	Внутрішньокорпусне охолодження розплавлених матеріалів шляхом затоплення

	MELCOR 1.8.6/2.2	ATHLET/CD	RELAP/ SCADAP	SOCRAT/B1	SOCRAT/B3	ASTEC	MAAP	MARSH	BISTRO
ТГ РУ									
Надкритичний стан									
Криза течії (НКП)									
Деградація Ак3									
Горизонтальне розташування									
Вихід активності з палива									
Вихід активності з коріуму									
Перенесення активності в РУ									
Переміщення розплаву									
Утворення ванни розплаву									
Взаємодія паливо/теплоносій									
Відтворення форми плавлення корпусу									
Модель деградації (точкові моделі)									
Модель деградації корпусу (розподілені моделі)									

Реалізовано/спеціальні версії
 Реалізовано прості моделі
 Не реалізовані
 Відомості відсутні

Рис. 1.10 – Діаграма функціональних можливостей спеціалізованих розрахункових кодів

Одними з найцінніших експериментів, що дозволяють зрозуміти специфіку процесів у розплаві, в тому числі і поведінці в цілому, був цикл серій тестів RASPLAV [57,58] та MASCA [59-62].

Вони дали фундаментальне розуміння механізму перемішування компонентів розплаву з різною густиною, та встановили особливості метал-оксидної температурної стратифікації стратифікація (Рис. 1.11). Фактично була значно зменшена невизначеність пов'язана з теплофізичними властивостями компонентів коріуму, фазовою рівновагою в частково окисленому стані за високих температур.

Важливим та останнім феноменом в рамках експериментальних робіт, який характерний для моменту чітко стратифікованої картини у НКЗ, є фокусування теплових потоків в корпусі реактора, що буде розглянуто нижче в рамках параметричного підходу можливої форми внутрішньої поверхні корпусу.

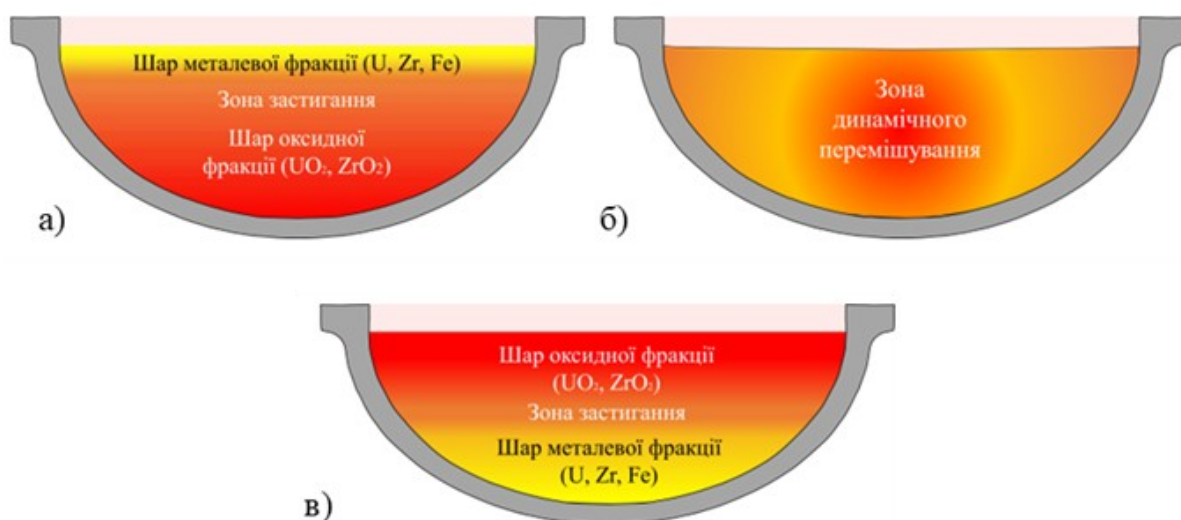


Рис. 1.11 – Можливі стратифіковані картини у НКЗ (а – квазістаціонарна нормальна стратифікація, б – динамічний стан, в – аномальна стратифікація)

Таким чином, існуючі інструменти аналізу динаміки важкої аварії лише фрагментно можуть враховувати особливості надкритичного стану, кризи течії (в першу чергу при НКП), а також горизонтальне розташування ТВЗ. При цьому деградація корпусу реактора, як правило розглядається значно спрощено, у порівнянні з сучасними можливостями. Отже розробка спеціалізованих процедур, або ж адаптація розрахункових кодів(розширення меж застосовності) все ще є актуальним напрямком розвитку сучасних аналітичних інструментів.

1.3 Висновки та мотивація

Проаналізувавши вищенаведений матеріал та літературні джерела, можна зробити висновок, що питання застосовності існуючих галузевих практик для проведення прогностичної оцінки важких аварійних станів для перспективних ядерних технологій 4го покоління актуальне в загальному, та потребує розробки спеціального підходу у разі нетипового проектного рішення внутрішньокорпусних вузлів реактора, зокрема. Так, для запропонованого предконцепту ЯР SCW-SMR, у якому нетривіальне виконання проточної частини активної зони та використання водного теплоносія на надкритичних параметрах, з одного боку є новаторським та надає потенційні техніко-економічні переваги, з іншого, вимагає фактично розширення можливостей сучасних інструментів

аналізу та відповідних валідаційних етапів. Не менш актуальним завданням також є максимально фізично коректна оцінка початкових та граничних умов для кожного етапу перебігу постульованого аварійного режиму, врахування супутніх феноменів при декомпресії та деградації активної зони. Все це в комплексі надає важливу інформацію для оцінки ефективності стратегій з управління важкими аваріями та заходів щодо утримання цілісності корпусу.

На підставі вищезазначеного, задачі дисертаційної роботи можуть бути сформульовані наступним чином:

- Розробити універсальний розрахунковий модуль оцінки профілю енерговиділення для референтної конструкції ТВЗ в умовах ядерного обігріву.
- Підготувати репрезентативну CFD модель реактора SCW-SMR для виконання оцінки початкової динаміки постульованої великої течії та описати стан теплоносія після різкого скиду тиску і сформулювати початкові докритичні умови для подальшого аналізу важко аварійного стану.
- Підготувати модель нетипової активної зони для інтегрального коду MELCOR у припущенні об'ємного еквівалентного наближення. Виконати оцінку її деградації та отримати матеріально кількісну характеристику розплавлених матеріалів для пізньої фази внутрішньокорпусної стадії важкої аварії та отримати першу оцінку відгуку корпусу реактора.

Такий аналіз може розглядатися як ґрунтовна спроба актуалізувати проблематику обґрунтування безпеки перспективного реактора четвертого покоління з надкритичними параметрами теплоносія за обраним проектом.

РОЗДІЛ 2. ОЦІНКА НЕРІВНОМІРНОСТІ ЕНЕРГОВИДІЛЕННЯ ПРИ НАДКРИТИЧНИХ ПАРАМЕТРАХ ТЕПЛОНОСІЯ

Оцінка теплогенеруючих характеристик елементарного надкритичного паливного каналу відрізняється від класичних підходів для водо-водяних реакторів і першому наближенні базується на досвіді киплячих реакторів (BWR). Основна особливість полягає у тому, що теплоносій має особливі «точки» в параметрах стану. У докритичному киплячому реакторі така точка відповідає температурі насичення при заданому тиску, а безпосередньо енерговиділення по всій висоті активної зони залежить від морфології пароводяної суміші. У надкритичних реакторах поведінка в першу чергу густини при переході через точку псевдофазової температури [4] схожа, проте згідно з сучасними уявленнями відсутня будь-яка морфологія потоку.

Для визначення абсолютних значень потоку нейтронів, енерговиділення та розподілу температур і швидкостей необхідно виконувати спряжену оцінку [4], причому в багатогруповому наближенні через те, що реакція поділу безпосередньо зміщується у бік резонансної частини (жорсткий спектр).

Особливостями надкритичного каналу з ядерним енерговиділенням є такі фактори, що визначають необхідність спряженого аналізу [70]:

- Нелінійна теплогідравлічна частина, яка визначається екстремальною поведінкою теплофізичних властивостей на околицях точки псевдофазового переходу, для яких властива проблема визначення інтенсивності теплообміну. В цій області існують проблеми застосування кореляцій, причому одні і ті самі кореляції можуть давати різні результати [71].

- Суттєве відхилення від класичного (косинусоподібного) профілю енерговиділення, яке визначається нелінійним розподілом щільності теплоносія.

- Зміщення спектра нейтронів поділу в резонансну область, що вимагає розгляду принаймні трьохгрупове наближення.

Сучасна розрахункова модель реалістичної оцінки теплового стану, навіть окремо взятого паливного елемента активної зони ядерного реактора, не може

бути повною без урахування впливу взаємозалежних режимних параметрів і прийнятих конструкційних особливостей. При очевидній необхідності отримати високої точності результату, не менш важливою для вирішення, буде прийнятна оперативність їх отримання.

Нижче наведені основні особливості параметричної оцінки параметрів нерівномірності енерговиділення як в теплогенеруючому каналі простої форми, так і для референтної геометрії тепловиділяючої збірки перспективного реактора з урахуванням нейтронофізичних особливостей.

2.1. Оцінка функції енерговиділення

Для визначення функції енерговиділення (потоків нейтронів) в паливному осерді використовується стаціонарне рівняння у чотирьох груповому дифузійному наближенні з урахування нейтронів, що запізнюються. Загальна форма таких рівнянь має наступний вигляд (2.1).

$$\nabla \cdot [A_g \cdot \nabla \Phi_g] + B_g \cdot \Phi_g + \underbrace{\sum_{g' \neq g, g'=1}^4 f(\Phi_{g'})}_{Q_g} = 0 \quad (2.1)$$

де $g=1,2,3,4$ – номер енергетичної групи нейтронів; A_g – коефіцієнт інтенсивності переносу нейтронів по простору (дифузії нейтронів) g -ї енергетичної групи; B_g – коефіцієнт інтенсивності взаємодії нейтронів із речовиною g -ї енергетичної групи; Q_g – джерело нейтронів, що прибувають до даної енергетичної групи в результаті реакцій, що відбуваються в інших групах.

Коефіцієнти в (2.1) мають конкретний фізичний зміст і визначаються переважаними процесами взаємодії нейтронів матеріальним середовищем. Серед таких домінантних процесів можна виділити наступні: поглинання та розсіювання нейтронів ядрами атомів середовища, утворення нових нейтронів в результаті процесів ділення (миттєві нейтрони), а також в результаті радіоактивного розпаду продуктів ділення ядер урану. Інші процеси, такі як утворення нейтронів в результаті фотоядерних, $n-2n$ та інших реакцій в результаті взаємодії заряджених частинок із ядром атома є пороговими і внесок їх досить

малий у порівнянні із вищезазначеними процесами, а тому ними можна знехтувати в рамках дифузійного наближення. Функціональне значення кожного із коефіцієнтів наведено в Табл. 2.1.

Принциповою різницею у порівнянні з [70, 72] є те, що враховуються наявність нейтронів що запізнюються, та в цілому є можливість врахування вигорання ядерного палива, яке враховується шляхом вирішення жорсткої системи (точковою) відносно концентрації ізотопів.

$$\begin{aligned}
 \frac{dC_i}{d\tau} = & \underbrace{-\lambda_i C_i - C_i \cdot (\sigma_i^T \Phi^T + \sigma_i^R \Phi^R + \sigma_i^F \Phi^F)}_{\text{вигорання}} + \\
 & + \underbrace{\sum a_{ij} \cdot \lambda_{ji} C_j + \sum C_j \cdot (\sigma_{ji}^T \Phi^T + \sigma_{ji}^R \Phi^R + \sigma_{ji}^F \Phi^F)}_{\text{накопичення}} + \\
 & + \underbrace{\sum w_{ji} \cdot C_j \cdot (\sigma_{ji}^T \Phi^T + \sigma_{ji}^R \Phi^R + \sigma_{ji}^F \Phi^F)}_{\text{ділення}}
 \end{aligned} \tag{2.2}$$

де C_i – концентрація ізотопу; σ_i – груповий мікроскопічний переріз взаємодії для реакцій (n-g), (n-p), (n-a), (n-2n) та (n-f); σ_{ji} – груповий мікроскопічний переріз взаємодії для реакцій, які є причиною накопичення i -го ізотопу із j -го (реакція ділення не враховується); σ_{ji} – груповий мікроскопічний переріз ділення; λ_i – постійна радіоактивного розпаду i -го ізотопу; a_{ij} – доля радіоактивних розпадів; w_{ji} – відносний вихід i -го ізотопу в процесі ділення j -го ізотопу; Φ – груповий потік нейтронів, який залежить від часу τ ; T, R, F – теплова, резонансна та швидка енергетичні групи.

Таблиця 2.1 – Коефіцієнти в (2.1) та їх фізичний зміст

Фізична залежність	Пояснення
$A_g = D(\vec{r}, E) = 1 / [3 \cdot \Sigma_{tr}(x, y, z, E)]$ $D_g = \{D_{xx}^g, D_{yy}^g, D_{zz}^g\}$	Груповий вектор коефіцієнта дифузії, що враховує анізотропію розсіювання нейтронів в групі, [м].
$B_g = \left[\left(\Sigma_a \right)_g + \sum_{g'=1}^{N_g} \Sigma_R^{g \rightarrow g'} \right]$ $\left(\Sigma_j \right)_g = \frac{\int_{(E_1)_g}^{(E_2)_g} \Sigma_j(\vec{r}, E) \cdot \Phi(\vec{r}, E)}{\int_{(E_1)_g}^{(E_2)_g} \Phi(\vec{r}, E)}$	Коефіцієнт враховує наявність групових переходів та поглинання нейтронів даної групи. Груповий макроскопічний переріз взаємодії j -ї реакції ($j = a, R, f, tr$), [м ⁻¹]
$Q_g = \sum_{g'=1}^{N_g} \left(\Sigma_R^{g' \rightarrow g} \cdot \Phi_{g'} \right) + \chi_d^g \cdot \sum_{m=1}^{N_d} \left(\lambda_m \cdot C_m \right) +$ $+ \frac{1}{k_{eff}} (1 - \beta) \cdot \chi_g \cdot \sum_{g'=1}^{N_g} \left(\nu_{g'} \cdot \left(\Sigma_f \right)_{g'} \cdot \Phi_{g'} \right)$	Джерело нейтронів, які потрапили з інших груп, а також приріст за рахунок реакції ділення з урахуванням нейтронів, що запізнюються.
$\Phi_g = \int_{(E_1)_g}^{(E_2)_g} \Phi(\vec{r}, E);$	Групова густина потоку нейтронів, [н/(м ² ·с)]
$\chi_g = \int_{(E_1)_g}^{(E_2)_g} \chi(E)$	Доля нейтронів ділення в енергетичній групі
$\lambda_m \cdot C_m$	Джерело нейтронів, що запізнюються (на основі концентрації ядер-попередників)
$\nu_g = \frac{\int_{(E_1)_g}^{(E_2)_g} \nu(E) \cdot \Sigma_f(\vec{r}, E) \cdot \Phi(\vec{r}, E)}{\int_{(E_1)_g}^{(E_2)_g} \Sigma_f(\vec{r}, E) \cdot \Phi(\vec{r}, E)}$	Середній вихід нейтронів ділення на одне ділення ядра
Примітка: $(E_1)_g, (E_2)_g$ – нижня та верхня межа по енергії нейтрона в групі відповідно, [MeV].	

Безпосередня оцінка мікроскопічних перерізів взаємодії, що входять в (2.2) оцінюються в загальній формі (2.3), використовуючи бази даних ENDF-VIII, TENDL-2023, та TENDL-2021 [73].

$$\sigma^{T,R,F} = \left[\int_{E_1}^{E_2} \left(\frac{\delta\Phi}{\delta E} \right) dE \right]^{-1} \cdot \int_{E_1}^{E_2} \sigma(E) \cdot \left(\frac{\delta\Phi}{\delta E} \right) dE \quad (2.3)$$

де $\left(\frac{\delta\Phi}{\delta E} \right)$ диференціальна функція нейтронного потоку, E_1, E_2 нижня та верхня енергетичні межі (ширина групи).

Глобальна ланка перетворень ізоотопів, що враховує отруєння та шлакування, а також вихід різних газоподібних продуктів ділення наведена на Рис. 2.1. Безпосередній розв'язок (2.2) формулюється неявним чином, де похідна концентрації за часом описується першим порядком точності. Таким способом вдається отримати досить стабільний вирішувач, конвергентність якого не залежить від часового кроку інтегрування.

Побудова розв'язку (2.1) є дещо специфічною і потребує додаткових уточнень. Фактично (2.1) – це система із 4-ох диференційних рівнянь дифузії, які жорстко пов'язані термом, що відповідає об'ємному джерелу. Для дискретизації (2.1) застосовується метод скінченних об'ємів, а загальна форма запису дискретного аналога першого порядку точності за простором наведена в (2.4).

$$\begin{aligned} & \left[(\Sigma_a)_g + \sum_{g'=1}^{N_g} \Sigma_R^{g \rightarrow g'} \right] \cdot (\Phi_g)_C \cdot \Delta V = \sum_{j=1}^{N_N} \left[(\Phi_g)_{NC_j} - (\Phi_g)_C \right] \cdot B_{CS_j} \cdot A_{CS_j} \cdot \Delta S_j + \\ & + \sum_{g'=1}^{N_g} \left(\Sigma_R^{g' \rightarrow g} \cdot (\Phi_{g'})_C \right) \cdot \Delta V + \frac{1}{k_{eff}} (1 - \beta) \cdot \chi_p^g \cdot \sum_{g'=1}^{N_g} \left(\nu_{g'} \cdot (\Sigma_f)_{g'} \cdot (\Phi_{g'})_C \right) \cdot \Delta V + \\ & + \chi_d^g \cdot \sum_{m=1}^{N_d} \lambda_m \cdot (C_m)_C \cdot \Delta V \\ & B_{CS_j} = \begin{cases} 1, Boundary Condition \\ \frac{A_{NCS_j}}{A_{NCS_j} + A_{CS_j}}, neighbor FV \end{cases} \end{aligned} \quad (2.4)$$

де індекс N – позначення сусіднього по грані кінцевого об'єму (КО), C – величини у його центрі, S_j – j -ї грані контрольного об'єму, що розглядається (Рис. 2.2).

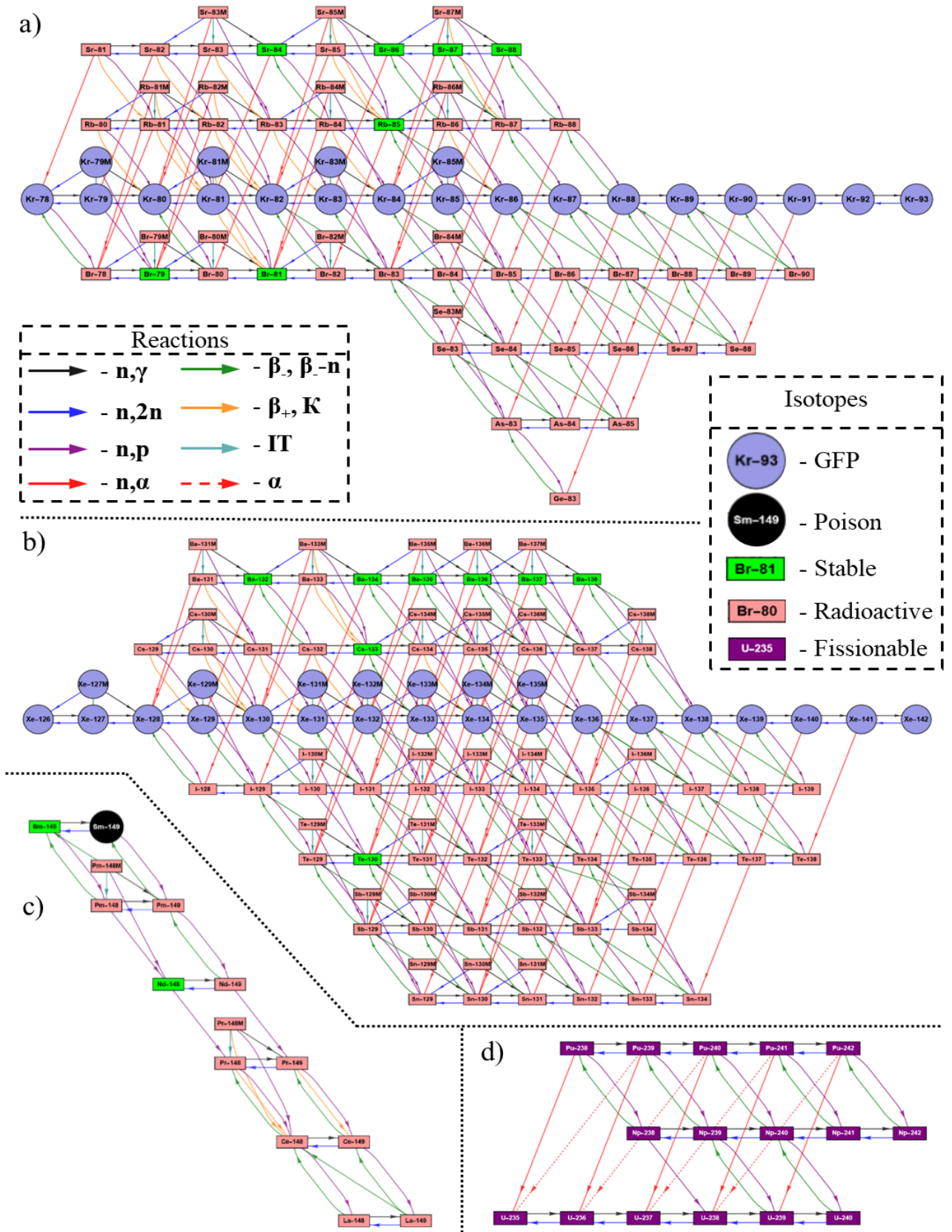


Рисунок 2.1 - Ланцюги трансформації для GFP (a, b), отрути Sm-149 (c) і діляться ізотопів (d)

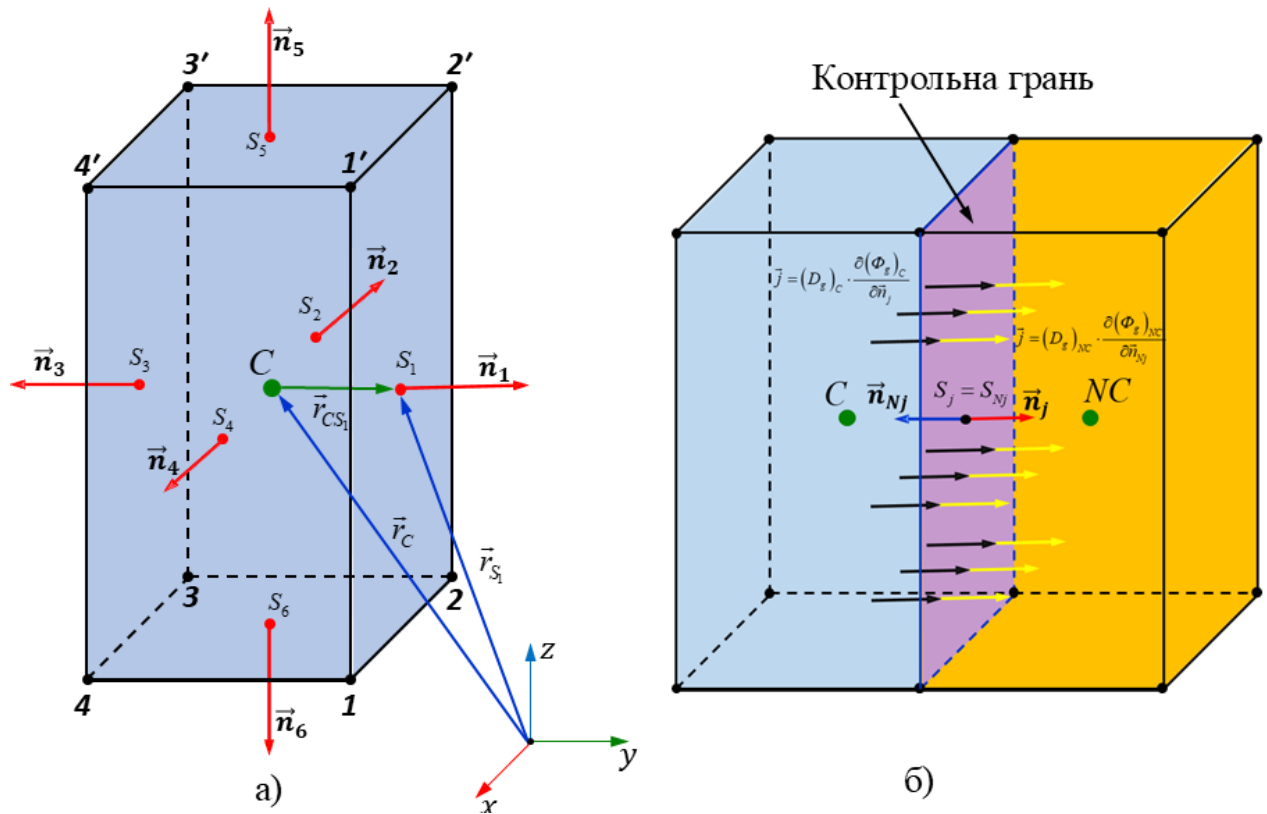


Рисунок 2.2 – Контрольні об'єми (а) та апроксимація потоків через обрану грань (б)

Коефіцієнт A_{CS_j} , що є складовими (2.4) визначається відповідно до залежності (2.5).

$$A_{CS_j} = \left[\frac{(D_{xx}^g)_C}{x_{S_j} - x_C} \cdot (n_j)_x + \frac{(D_{yy}^g)_C}{y_{S_j} - y_C} \cdot (n_j)_y + \frac{(D_{zz}^g)_C}{z_{S_j} - z_C} \cdot (n_j)_z \right] \quad (2.5)$$

де $\{D_{xx}^g, D_{yy}^g, D_{zz}^g\}$ – вектор дифузії нейтронів, а $\{(n_j)_x, (n_j)_y, (n_j)_z\}$ – координати вектору нормалі грані контрольного об'єму, що розглядається.

Строго кажучи (2.1) є стаціонарною постановкою, тому воно математично однорідне відносно густини групових потоків нейтронів. При формулюванні матриці зв'язків для характеристичного вузла контрольного об'єму (приймається рівним геометричному центру мас КО), виникає потреба визначення власного числа, яке фактично компенсує необмежене зростання джерела Q_g . Для цього використовується ітеративний метод послідовних наближень, при якому в якості вільного члена виступає джерело ділення миттєвих нейтронів разом із

нейтронами, що запізнюються. Для безпосереднього врахування концентрацій ядер-попередників, розрахунковий алгоритм вимагає нормалізації потоків нейтронів відносно інтегральної теплової чи нейтронної потужності системи з організацією ітераційного процесу. Принципова блок-схема розрахункової процедури обрахунку групових потоків наведена на Рис. 2.3.



Рисунок 2.3 – Схематизація процедури вирішення рівняння дифузії з урахуванням нейтронів, що запізнюються

На етапі ініціалізації розрахункової процедури формується сітка (для задачі визначення аксіального профілю енерговиділення достатньо 1D наближення), групові константи, початкові поля густин потоків нейтронів та концентрацій ядер попередників запізнілих нейтронів (ЯПЗН), а також вибирається довільне власне число системи для першої ітерації (зазвичай приймається 1.0).

Потім формується глобальна матриця та вирішується просторова задача визначення потоків нейтронів із їх подальшою нормалізацією (отримання абсолютних значень величини). На базі знайдених густин потоків нейтронів відповідно до фізичного змісту ефективного коефіцієнта розмноження [74] визначається власне число системи (2.7).

$$k_{eff} = \frac{\sum_{i=1}^{N_V} \sum_{g=1}^{N_g} (\nu_g \cdot \Sigma_f^g \cdot \Phi_g)_i \cdot \Delta V_i}{\sum_{i=1}^{N_V} \sum_{g=1}^{N_g} (\Sigma_a^g \cdot \Phi_g)_i \cdot \Delta V_i + \sum_{j=1}^{N_S} \sum_{g=1}^{N_g} (D_g \cdot \nabla \Phi_g)_j \cdot \vec{n}_j \cdot \Delta S_j} \quad (2.7)$$

Після уточнення об'ємних джерел, ітераційний процес триває до того моменту, поки не буде дотримано критерій збіжності [75] розрахунку (2.8).

$$\left| \frac{k_{eff}^{new} - k_{eff}^{old}}{k_{eff}^{new}} \right| \leq \varepsilon \quad (2.8)$$

де k_{eff}^{new} , k_{eff}^{old} – власне число системи на поточному та минулому ітераційному кроці відповідно; ε – відносна помилка визначення власного числа системи.

Отримавши абсолютні значення густин потоків нейтронів, профіль енерговиділення теплогенеруючого каналу можна оцінити наступним чином (2.9):

$$q_v(z_i) = \sum_{i=1}^{N_V} \sum_{g=1}^{N_g} \left[(\Sigma_f)_g(z_i) \cdot \Phi_g(z_i) \cdot E_f(z_i) \right] \quad (2.9)$$

Таким чином, визначення профілю енерговиділення базується на гібридній постановці (типу неявний – явний) з можливістю враховувати вигорання ядерного палива, або ж використання стаціонарних концентрацій.

Для визначення коефіцієнтів (див. Табл. 2.1), що забезпечують функціонування нейтронного модулю необхідно сформувати відповідну базу даних. Частково це було виконано в [70,72] та узагальнено в [76]. Особливості формування такої бази наведені нижче.

Для константного забезпечення нейтронного блоку розроблена спеціальна процедура на основі методу Монте-Карло (МК). В якості основного розрахункового засобу було використано універсальний Монте-Карлівський код MCNPX2.6 [76]. Для цього використовувалися вбудовані засоби детектування типу *tally card* та файл із записаними подіями, що відбувалися з частинками під час розіграшу історій (*ptrac*). Основними нейтронно-фізичними характеристиками, що необхідні для функціонування дифузійного модуля, є:

коефіцієнт дифузії, матриця розсіювання, макроскопічні перерізи реакцій поглинання та поділу, середній вихід нейтронів поділу, їх спектр, а також середня енергія, що виділяється в одному акті поділу. Для знаходження значень нейтронно-фізичних характеристик необхідні такі групові функціонали як: потік нейтронів, швидкості реакцій та відповідні зв'язані з ними функціональні комплекси. Загальна схема формування дифузійних констант [76] з використанням результатів файлів *mctal* і *ptrac* MCNPX представлена на Рис 2.4.

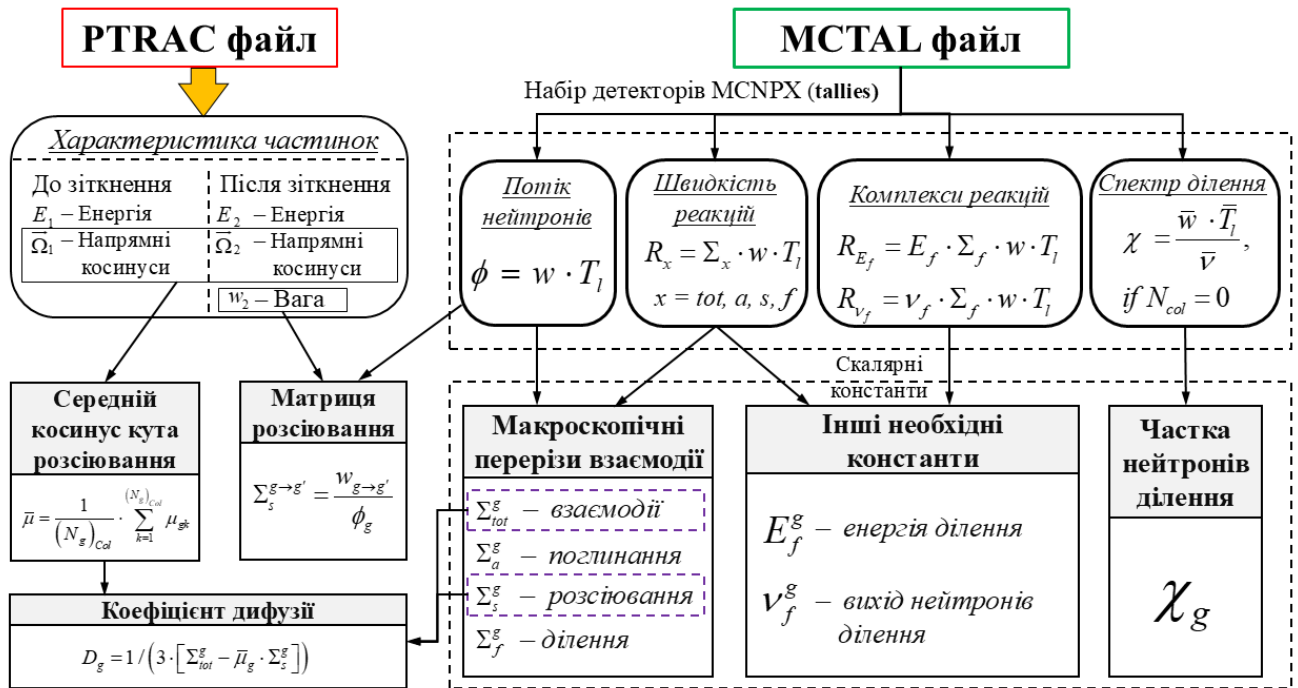


Рисунок 2.4 - Схема отримання оцінки дифузійних констант за допомогою коду MCNPX

Для знаходження потоку нейтронів у певній області кодом MCNPX використовується оцінка по довжинах треків [77], а сам функціонал можна подати у вигляді (2.10). Групові швидкості реакцій обчислюються відповідно до залежності (2.11). Для знаходження середнього виходу нейтронів ділення та середньої енергії поділу відповідно до залежності (2.12) обчислюється добуток швидкості реакції поділу макроскопічний переріз (2.12). Групова характеристика знаходиться відношенням отриманого потоку нейтронів до швидкості реакції ділення.

$$\phi_g = \bar{w}_g \cdot \bar{T}_l \quad (2.10)$$

де $\bar{w}_g$ – середня вага частинок, що потрапили в зону детектування; $\bar{T}_l$ – середня довжина треку пройдених зареєстрованими в об'ємі детектування частинок

$$(R_x)_g = \sum_{i=1}^{N_{tracks}} [\Sigma_x(E) \cdot w_i \cdot T_l]_i, E \in [(E_1)_g, (E_2)_g] \quad (2.11)$$

де N_{tracks} – загальна кількість треків частинок, зареєстрованих в області моделі. Тоді відповідні групові макроскопічні перерізи взаємодії (2.12).

$$(\Sigma_x)_g = \frac{(R_x)_g}{\phi_g} \quad (2.12)$$

де $x = tot, a, f, s$ – відповідний вид взаємодії нейтрона з ядром (загальне, поглинання, ділення та розсіювання).

Груповий спектр нейтронів ділення оцінюється за допомогою вбудованих засобів коду MCNPX, що обчислюють функціонал виду (2.13).

$$\chi_g = \frac{\bar{w}_g \cdot \bar{T}_l}{\bar{V}}, \text{ if } N_{col} = 0 \quad (2.12)$$

де $\bar{V}$ – середня групова швидкість нейтронів; N_{col} – кількість зіткнень, які зазнав нейтрон з моменту народження до його реєстрації.

Безпосередньо алгоритм (Рис. 2.5), що використовується для наповнення бази даних базується на послідовному виконанні розрахунків критичності, формування проміжних наборів та безпосередня постобробка на основі вище наведеного набору залежностей, та допоміжних співвідношень, які детально наведені в [110] та апробовані в [112, 116]. Розрахунки виконуються для наперед заданого параметричного набору, що включає варіативність наступних параметрів: збагачення палива та його густина (температурний вплив), густина теплоносія, густина сповільнювача та відбивача (розділення опціонально). Для кожного конкретного випадку необхідно готувати індивідуальну геометрію. Варто зауважити, що процедура формування константного забезпечення дозволяє

використовувати спрощену геометрію (наприклад система циліндрів, аналогічно WIMS), розглядати лише поперечний переріз збірки, або ж виконувати оцінки для повномасштабної геометрії з використанням спеціальних процедур узагальнення констант. Такий спосіб є найбільш затратним і в практичних цілях може застосовуватися лише на етапі фінальної оптимізації перспективної паливної збірки.



Рисунок 2.5 – Принципова схема виконання параметричної оцінки для визначення групових констант

Виділяються наступні інтервали енергетичного спектру нейтронів:

I група – від 1 [keV] до 20 [MeV];

II група - від 10 [eV] до 1 [keV];

III група – від 0.1 до 10 [eV] ;

IV група – від 0.0 до 0.1 [eV].

2.2. Особливості визначення профілю енерговиділення спряженими методами

Власний нейтронно-фізичний модуль був розроблений в якості продовження напрацювань по спряженому аналізу [4], в якому профіль енерговиділення оцінювався на основі WIMS, а також для швидкодії побудовані параметричні функції. Нижче наведені деякі особливості, оцінки профілів енерговиділення з використанням одновимірної теплогідравліки на основі МПП [4, 78] в залежності від обраних кореляцій. Безпосередній огляд, а також особливості застосування кореляцій для оцінки коефіцієнта тепловіддачі (КТВ) при надкритичних параметрах наведено в [71].

Для безпосереднього аналізу впливу [72] кореляції КТВ (при надкритичних параметрах) на профіль енерговиділення в якості референтної геометрії (Рис. 2.6) була обрана ТВЗ прекоцептуального малого модульного реактора консорціуму ECC-SMART [79]. Її основні геометричні параметри наведені в Табл. 2.2.

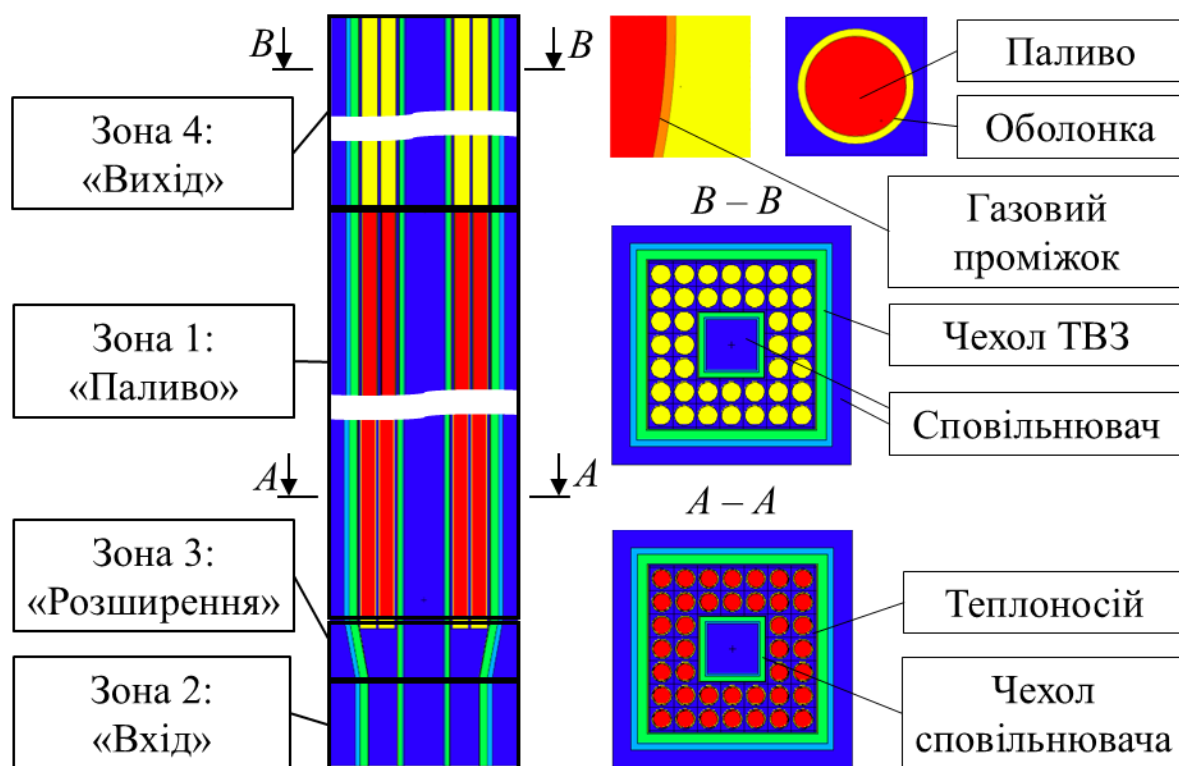


Рисунок 2.6 – Загальний вигляд моделі ТВЗ референтної конструкції ECC-SMART [72]

Таблиця 2.2 – Основні розміри ТВЗ для спряженого аналізу.

Геометричний параметр	Розмірність	Значення
Крок розташування ТВЗ	мм	96.3
Крок розташування твел	мм	9.44
Радіус паливної таблетки	мм	3.45
Товщина газового зазору	мм	0.05
Товщина оболонки твел	мм	0.5
Довжина активної частини	мм	1680
Довжина ТВЗ	мм	1990
Довжина твел	мм	1920
Розмір трубки сповільнювача	мм	26.9
Загальна товщина трубки сповільнювача	мм	2.4
Хвостова частина чохла ТВЗ	мм	70.1
Основна частина	мм	81.3
Загальна товщина	мм	6.5
Довжина вхідної частини ТВЗ	мм	45.0
Довжина перехідної частини ТВЗ	мм	30.0
Зовнішня наплавка чохла ТВЗ	мм	2.5
Внутрішня наплавка чохла ТВЗ	мм	0.4
Зовнішня наплавка трубки сповільнювача	мм	0.4
Внутрішня наплавка трубки сповільнювача ТВЗ	мм	0.8
Примітка: в активній зоні ТВЗ розташовані горизонтально		

Референтна геометрія ТВЗ використовується для підготовки малогрупових констант. Для цього була створена МК модель, яка складається із зони в якій відбуваються поділи («Fuel»), а також відбивачів на торцях моделі – вхідної зони («Inlet»), зони розширення чохла ТВЗ («Extention») до входу в активну зону та зону виходу теплоносія із активної зони («Outlet»). Методика визначення констант базується на (п.2.1).

Розрахункова область являє собою квадратну ТВЗ, що вміщує в собі 40 твел, які складаються з паливного стовпа, газового зазору та оболонки, виконаної з цирконієвого сплаву з масовим вмістом ніобію рівному 1%. У просторі між твелями, що обмежені чохлом ТВЗ і трубкою сповільнювача проходить тракт теплоносія. За межами чохла також знаходиться вода, яка виконує роль

сповільнювача та відбивача. Середовище надкритичного тиску (по мірі підігрівання переходить в надкритичний стан). Основними граничними умовами моделі для підготовки групових констант є дзеркальне відображення бічних граничних граней, а також нижнього та верхнього торців моделі. Паливо - діоксид урану (UO_2). Чохол ТВЗ і трубка сповільнювача складаються з основного ізолюючого матеріалу як Zirconia (ZrO_2), яка плакована з боку сповільнювача Zircaloy-4 і нержавіючої сталі марки SS310S з боку теплоносія. Для основного ізолюючого матеріалу моделі була прийнята щільність 6050 кг/м^3 , наплавлення Zircaloy-4 – 6560 кг/м^3 і сталі – 7830 кг/м^3 . Масові характеристики матеріалів у ТВЗ наведені в Табл. 2.3.

Таблиця 2.3 – Матеріальні характеристики чохла та трубки сповільнювача

Елемент, %	Zircalloy-4	Zirconia	SS310S
C	—	—	0.25
Si	—	—	0.15
Mn	—	—	2.0
Ni	—	—	20
Cr	0.1	—	25
Fe	1.6	—	51.25
Zr-91	98.5	74.0	—
O-16	0.12	26.0	—

Безпосередньо для розрахунку критичності системи обрано 50 циклів для «вирівнювання» джерела нейтронів, 20 активних з 5000 історій транспорту частинок на 1 цикл. В якості варіабельних величин використовувалися наступні параметри (аргументи інтерполяційних функцій для бази даних): збагачення палива по U-235 (від 2 до 10%), густина палива (від 9000 кг/м^3 до 12000 кг/м^3), густина теплоносія в тому числі і сповільнювача та відбивача (від 50 кг/м^3 до 1000 кг/м^3). Загальна кількість варіантів з яких сформована база даних групових констант складає 3888. На основі отриманих даних формувалася 5D лінійна інтерполяційна функція, яка вже безпосередньо використовується при спряжених оцінках (в першу чергу для вирішення системи 2.1).

Для спряженого розрахунку ТВЗ у каналному наближенні [4, 72] було обчислено характерні геометричні параметри складання. Загальна довжина обігріву становить 1680 мм, прийнятий гідравлічний діаметр дорівнює 5.3 мм. Площа теплообміну 1.68 м^2 , гідравлічний периметр 1368 мм, тепловий периметр 1005 мм. Площа живого перерізу 1830 мм^2 . Дискретизація області інтегрування за допомогою ТММ [78] становить 30 вузлів рівномірно розподілених по довжині. Для зональної моделі твел 50 в радіальному та 80 в аксіальному напрямку вузлів, рівномірно розподілених по кожній координаті. Розрахункова сітка для дифузійного наближення містить 90 вузлів у всій розрахунковій області (одновимірна постановка).

Розрахунки виконувались для трьох вибраних режимів, у яких змінювалася температура на вході:

Режим №1 – підігрів теплоносія до псевдофазового переходу ($T_{in}=280 \text{ }^{\circ}\text{C}$).

Режим №2 – перехід через псевдокритичну точку ($T_{in}=360 \text{ }^{\circ}\text{C}$).

Режим №3 – підігрів теплоносія після псевдофазового переходу ($T_{in}=400 \text{ }^{\circ}\text{C}$).

Для кожного режиму витрата на вході була обрана 2.0 кг/с з опорним тиском рівним 25 МПа (температура псевдофазового переходу $\sim 384.7^{\circ}\text{C}$). Температура на вході в канал для кожного режиму становила 280, 360 і $400 \text{ }^{\circ}\text{C}$ відповідно. Теплофізичні властивості води визначалися згідно до бібліотеки IAPWS-IF97. Температура теплоносія всередині труби уповільнювача та в міжчохловому просторі дорівнює $280 \text{ }^{\circ}\text{C}$ для всіх режимів. Запас реактивності для Режиму №1 обрано 0.225, а двох інших – 0.217. Для обчислення коефіцієнта тепловіддачі від стінки твел у процедурі було використано 5 різних кореляцій (Табл. 2.4), що встановлені як одні з надійних та поширених з точки зору їх використання у розрахункових кодах.

Таблиця 2.4 – Кореляції для визначення коефіцієнта тепловіддачі в моделі

Назва кореляції	Залежність	Літературне джерело
Dittus&Boelter (D&B)	(2.13a)	[80]
Bishop (B)	(2.13б)	[81]
Deev (D)	—	[82]
Razumovskiy (R)	(2.13в)	[4]
Mokry (M)	(2.13г)	[83]

Строго кажучи в повному обсязі кореляції не придатні для розрахунку коефіцієнта тепловіддачі в збірках. Вибір їх швидше демонстративний, ніж той, який слід застосовувати для такого типу розрахунків. Для збірок імітаторів твел підходить лише кореляція Деєва [82], оскільки вона для цих цілей і була розроблена.

$$HTC_{DB} = \frac{\lambda_f}{d} \cdot 0.023 \cdot Re_f^{0.8} \cdot Pr_f^{0.4} \quad (2.13a)$$

$$HTC_B = \frac{\lambda_f}{d} \cdot 0.0069 \cdot Re_f^{0.9} \cdot \overline{Pr}_f^{0.66} \cdot \left(\frac{\rho_w}{\rho_f} \right)^{0.43} \cdot \left(1 + 2.4 \frac{x}{d} \right) \quad (2.13б)$$

$$HTC_R = \frac{\lambda_f}{d} \cdot \frac{0.81 \cdot \left(\frac{\xi}{8} \right) Re_f Pr_f}{1.07 + 12.7 \sqrt{\frac{\xi}{8}} (Pr_f^{2/3} - 1)} \left[\frac{h_w - h_f}{(T_w - T_f) \cdot c_{pf}} \right]^{0.63} \quad (2.13в)$$

$$HTC_M = \frac{\lambda_f}{d} \cdot 0.0061 \cdot Re_f^{0.904} \cdot \overline{Pr}_f^{0.684} \cdot \left(\frac{\rho_w}{\rho_f} \right)^{0.564} \quad (2.13г)$$

Варто відзначити, що кореляція (2.13a) є явною (не залежить від температури стінки), інші – неявні, з якими часто в системних кодах типу RELAP можуть виникати труднощі з конвергенцією.

Результати оцінки аксіального розподілу температури, КТВ та теплового потоку наведені на Рис. 2.7.

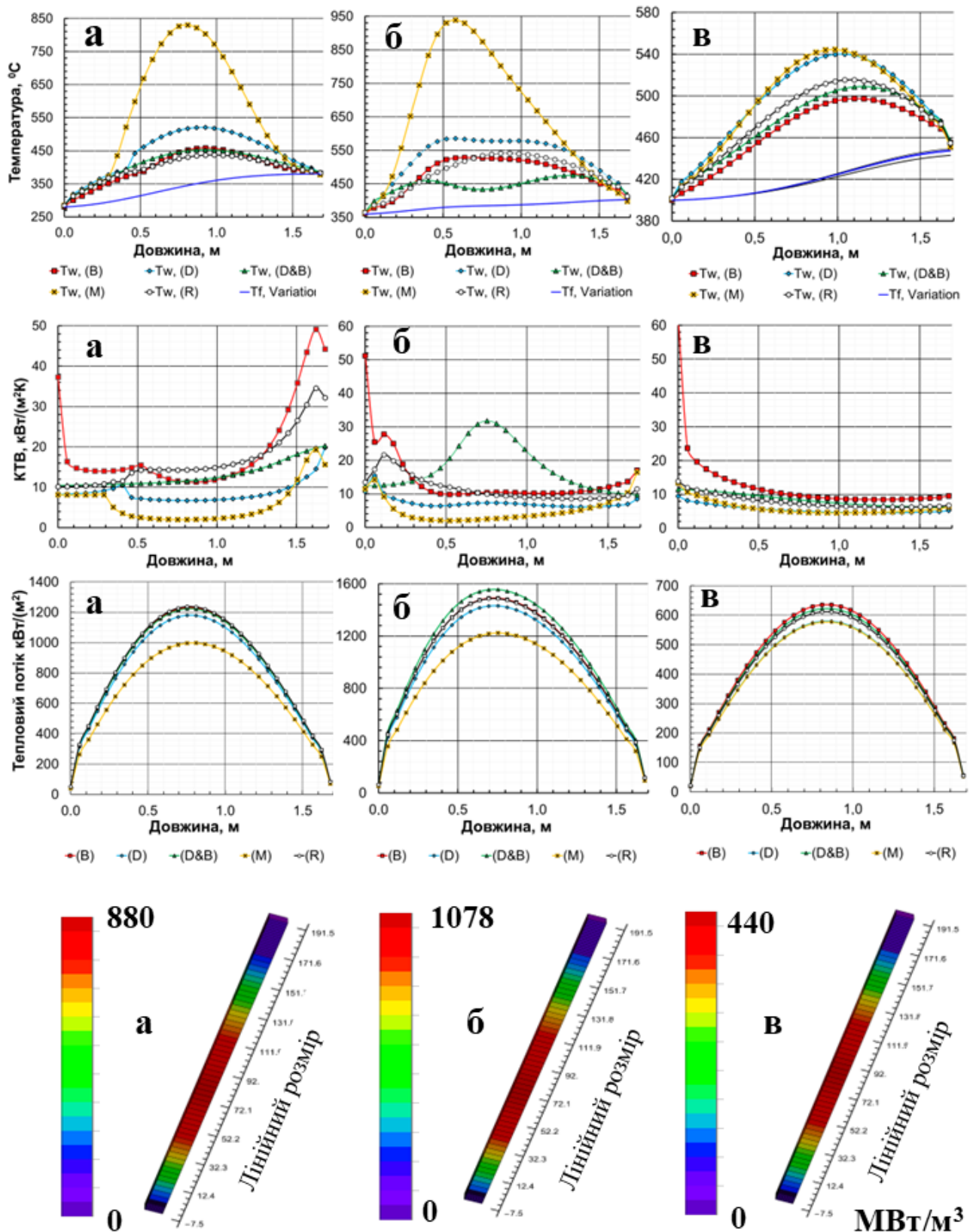


Рисунок 2.7 – Аксіальний розподіл основних величин

Результуюча інформація параметричного аналізу представлена в Табл. 2.5, з якої можна зробити наступні висновки. Відповідно до отриманих результатів

присутня чутливість профілю енерговиділення, а також температури палива в залежності від вибору кореляції для числа Нуссельта. При цьому в деяких випадках різниця за основними параметрами (енерговиділення, максимальна температура) може бути суттєвою, що в цілому, потенційно критично для конструкції твел, якщо наприклад, проектним критерієм є максимальна температура паливного осердя.

Таблиця 2.5 – Загальні відомості щодо впливу вибору кореляції КТВ

*HTC Index	$Q_{ТВЗ}$, кВт	$(q_w)_{max}$, кВт/м ²	$(T_w)_{max}$, К	$(T_{fuel})_{max}$, К	ΔP , кПа	ΔT_f , К
$G_{in}=2.0$ kg/s; $T_{in}=553$ K; $\Delta k_{eff}=0.225$						
D&B	1430	1224	726	1661	28.6	100
B	1437	1230	732	1669	29.2	101
D	1381	1180	794	1707	28.1	99.6
R	1445	1237	711	1649	29.0	101
M	1180	998	1103	1933	27,3	93,0
$G_{in}=2.0$ kg/s; $T_{in}=633$ K; $\Delta k_{eff}=0.217$						
D&B	1871	1554	748	1978	49.1	46.3
B	1793	1490	801	2034	46.8	43.1
D	1718	1431	858	2043	44.7	40.1
R	1788	1486	814	2038	46.5	42.9
M	1466	1223	1211	2240	61.2	32,4
$G_{in}=2.0$ kg/s; $T_{in}=673$ K; $\Delta k_{eff}=0.217$						
D&B	736	622	782	1192	86,2	48.0
B	752	635	771	1192	86.9	49.6
D	686	579	813	1203	84.3	43.3
R	723	611	788	1196	85.7	46.8
M	683	577	818	1208	84.2	43.0

Аксіальні профілі (форма) енерговиділення практично не відрізняються за обраної температури на вході. Варто зазначити також, що за наявності переходу через точку псевдофазової температури (у разі вона дорівнює $\sim 384.7^\circ\text{C}$), пік профілю дещо зміщується у бік входу, що в цілому узгоджується з більш простими оцінками [4]. Швидше за все це зміщення тим сильніше, чим ближче температура модератора до точки псевдофазового переходу (в даному випадку температура модератора 280°C). У цьому випадку вибір кореляції буде

відігравати більш визначальну роль, а результати матимуть суттєвих розкид за параметрами.

Найголовнішим висновком є те, що вплив кореляцій з точки зору профілю енерговиділення є не таким визначальним, як наприклад для розподілу температури металу. З точки зору подальшої оцінки такі результати є важливими, оскільки це дозволяє певним чином «спростити» акценти в теплогідравлічній (ТГ) складовій, особливо коли мова іде про 3D постановку.

2.3. Параметрична оцінка в детальній моделі ТВЗ

З точки зору реактора IV покоління практичним є визначення параметрів енерговиділення та безпосередньої теплогідравлічної картини ТВЗ в залежності від густини теплоносія в залежності від його функцій: тепловідвід, сповільнення та відбивання потоку нейтронів. Для цього була створена CFD модель тепловиділяючої збірки горизонтальної активної зони реактора ECC-SMART (Рис. 2.8).

Розрахункова область включає твели, чохол ТВЗ, трубки сповільнювача, і домен теплоносія (з урахуванням сповільнювача). Твели складаються із паливного стовпа без центрального отвору, газового зазору та оболонки. Газовий зазор приймається еквівалентним твердим тілом (з ефективною теплопровідністю, тобто вважається, що основний механізм теплопереносу – дифузія). Чохол ТВЗ та трубка сповільнювача представлені у вигляді трьохшарової структури, що складається із основного теплоізолюючого матеріалу та антикорозійних наплавок, що виконані із різних матеріалів в залежності від «опціональної» ролі контактуючої рідини.

Основна розрахункова сітка (Рис. 2.8б) складається в основному із гексагональних та призматичних елементів із рівномірним розбиттям в напрямку потоку рідини (аксіальному напрямку). Кількість елементів такої сітки в аксіальному напрямку рівна 50. Загальна кількість вершин рівна 1.80 млн, а елементів – 1.51 млн. При цьому кількість елементів в поперечному перерізі рівна 30204. В сітці відсутня дискретизація приграничного шару, а характерний

поперечний розмір таких, що застосовуються пристінкові функції ($100 < y^+ < 300$). Саме таке спрощення стало можливим завдяки попереднім оцінкам для різних кореляцій (п. 2.2), де встановлено, що форма профілю мало залежить від інтенсивності теплообміну (пояснюється досить слабким впливом по температурі палива).

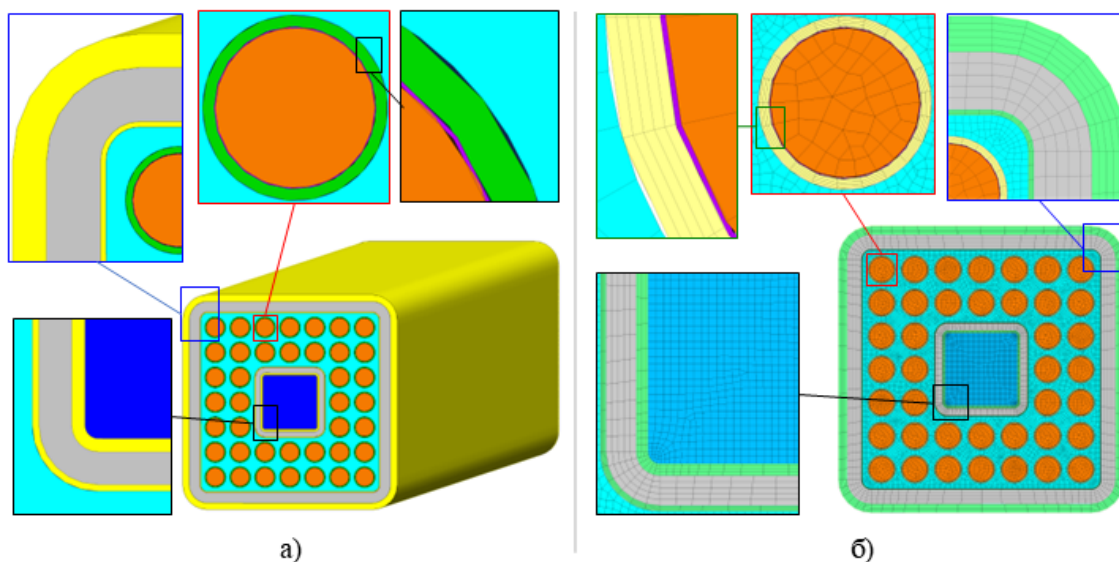


Рисунок 2.8 - Загальний вигляд геометрії (а) та розрахункової сітки (б) CFD-моделі референтної ТВЗ

В якості замикаючої моделі турбулентності обрана Shear Stress Transport, яка відноситься до сімейства двопараметричних $k-\omega$ моделей та може бути застосована з необхідною для інженерної практики точністю оцінки температурного стану [4]. Також враховується вплив сил плавучості, які при горизонтальному розташуванні ТВЗ виникають перпендикулярно основному напрямку потоку і можуть стати причиною термічної стратифікації.

В якості граничних умови в доменах теплоносія та сповільнювача умови Діріхле у вигляді масової витрати, температури на вході та тиску на виході. Для всіх доменів твердого тіла на торцях прийняті адіабатичні граничні умови, а на зовнішній стінці чохла ТВЗ – умови Ньютона-Ріхмана. Теплообмін між теплоносієм та твердими тілами враховано за допомогою відповідних теплових інтерфейсів. Загальний вигляд комбінації прийнятих в моделі граничних умов показаний на Рис. 2.9.

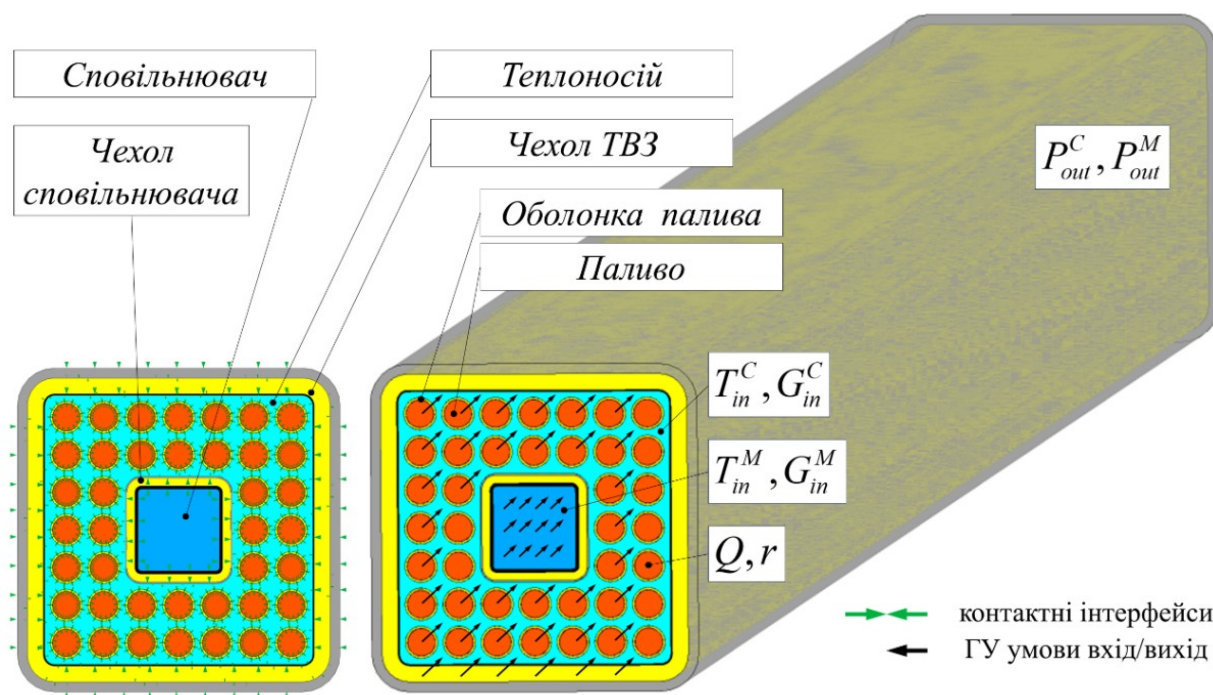


Рисунок 2.9 – Прийняті граничні умови в тривимірній розрахунковій моделі

Після удосконалення теплогідравлічного модулю виконано 3 серії параметричних розрахунків (в кожній серії 27 параметричних режимів). Паливо вважається свіжим із збагаченням в 5% по матеріалу, що ділиться. Варіювалися параметри масової витрати та температури на вході, а також температури сповільнювача/відбивача для різних значень встановленої потужності ТВЗ, масова витрата через сповільнювач постійна і рівна 0.3625 кг/с (осереднені параметри для номінального режиму експлуатації).

Оцінювалася зміна ефективного коефіцієнту розмноження та безпосередньо набір теплогідравлічних параметрів. На Рис. 2.10 наведені профілі k_{eff} як функція температури на вході та масової витрати теплоносія, що приймає участь у тепловідведенні від твел.

З результатів видно, що в широких межах експлуатаційних параметрів при температури відбивача та уповільнювача, яка значно менша за температуру псевдофазового переходу ($\sim 384.7^\circ\text{C}$) зберігається досить високий запас реактивності, який повинен компенсуватися органами регулювання.

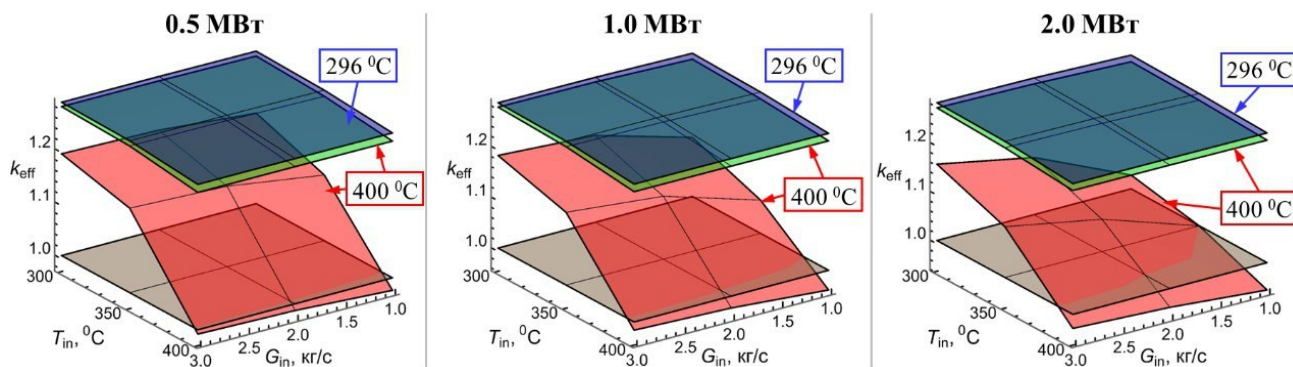


Рисунок 2.10 – Залежність ефективного коефіцієнта розмноження від параметрів на вході для різної теплової потужності ТВЗ та температурних параметрів сповільнювача

Якщо ж температура сповільнювача вища за $\sim 384.7^{\circ}\text{C}$ (опорний тиск 25 МПа), то запас реактивності суттєво змінюється і при температурі на вході в ТВЗ, яка також перевищує критичну при заданому тиску стає від’ємним для всіх рівнів потужності. Це означає, що енерговиділення суттєвим чином залежить від «стану» теплоносія, що є практичним результатом, що буде розкритий в наступному розділі (при оцінці параметрів початкової динаміки процесів декомпресії).

При врахуванні критеріїв прийнятності, до яких належить температура паливного осердя (фізичне обмеження цілісності – температура плавлення) або проектна температура теплоносія на виході із реактора, то не всі параметричні режими можуть бути прийнятними.

Окремою феноменологією, що потенційно може обмежити режимні параметри (температура, потужність та масова витрата) є погіршений теплообмін [4], який може розвиватися при досягненні теплового потоку більше ніж $1.0 \div 1.2 \text{ МВт/м}^3$ (хоча більш коректно оперувати величиною на одиницю масової швидкості). На Рис. 2.11 та Рис. 2.12 наведені аксіальні профілі основних параметрів.

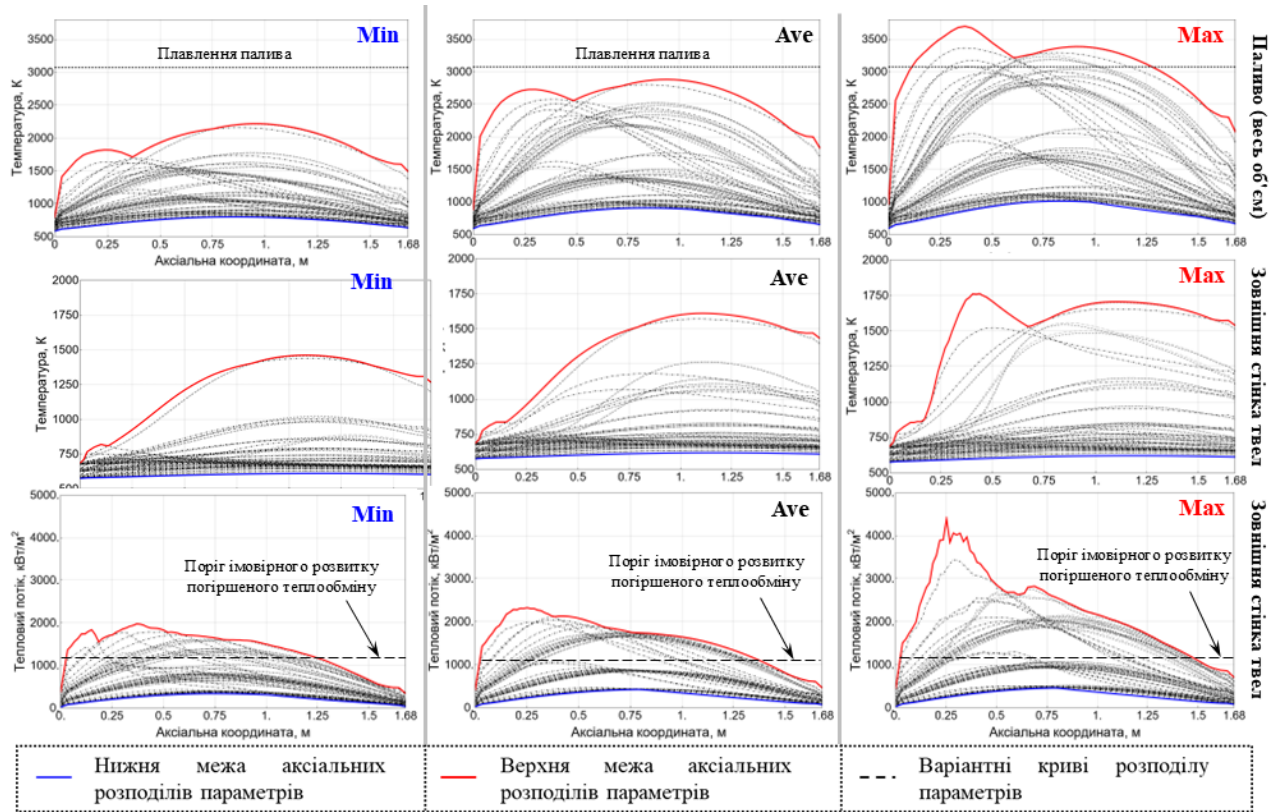


Рисунок 2.11 – Розподіл основних параметрів в конструкційних елементах твела

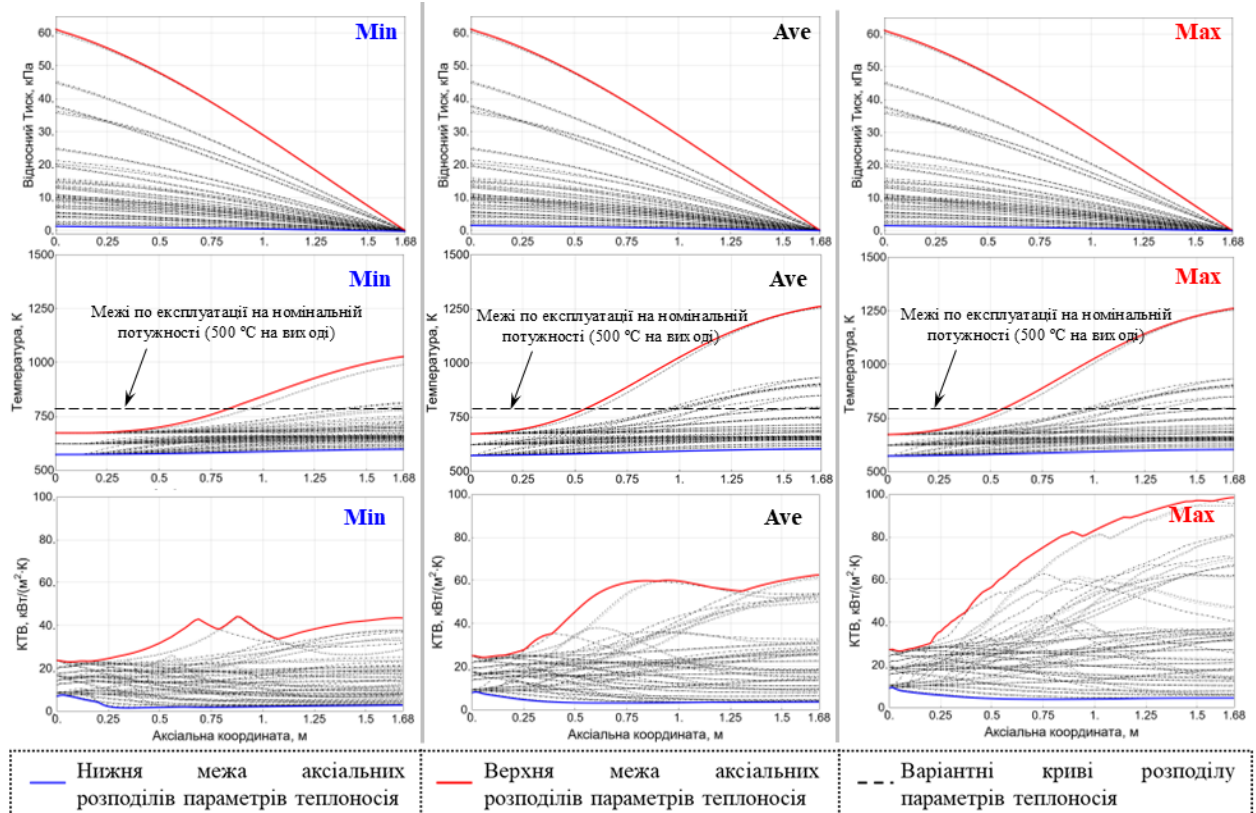


Рисунок 2.12 – Розподіл основних параметрів теплоносія в ТВЗ

Отримані результати уточнюють оцінку [4] впливу наявності зони псевдофазового переходу на профіль енерговиділення та показують, що критичного зміщення на вхідну ділянку ТВЗ при урахування зв'язаної постановки теплогідравлічного-нейтрофізичного розрахунку не відбувається. Тобто конструкція чохлавої ТВЗ з центральною трубкою сповільнювача гарантує наявність достатніх розмножуючих властивостей, а також «прийнятний» профіль тепловиділення. Нижче на Рис. 2.13 наведено нерівномірність енерговиділення та температури для режиму з максимальним та мінімальним запасом реактивності.

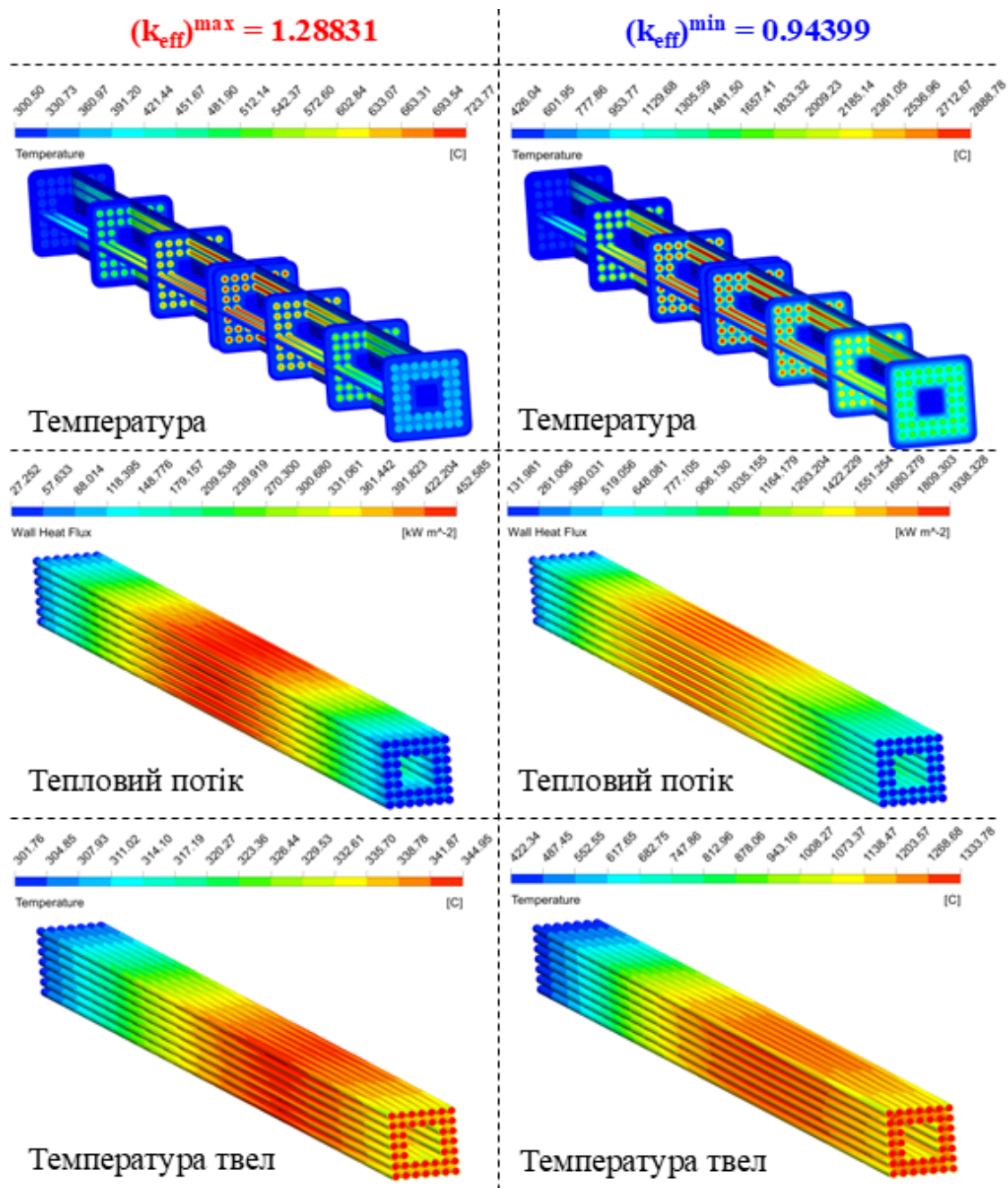


Рисунок 2.13 – Нерівномірність температури та теплового потоку

2.4. Висновки за розділом

В даному розділі описуються ключові аспекти спряженого аналізу полів енерговиділення та теплогідравліки в умовах ядерного обігріву для референтної конструкції паливної збірки перспективного малого модульного реактора з надкритичними параметрами теплоносія. Розроблено універсальний розрахунковий модуль оцінки профілю енерговиділення в 4-ох груповому дифузійному наближенні в з урахуванням нерівномірності теплоносія та елементів твел, а також зміни матеріального складу ядерного палива. На основі спряженого аналізу виконана параметрична оцінка в каналному наближенні впливу вибору кореляції для числа Нусельта на енерговиділення (профіль та амплітуду) та на теплогідравлічні характеристики. Встановлено, що сам профіль енерговиділення є менш чутливим на спосіб визначення КТВ ніж його (тепловиділення) амплітудне значення. Отримані результати дозволили виконати удосконалення теплогідравлічного модулю, врахувавши реальну геометрію ТВЗ в тривимірному наближенні. Для цього модуль теплогідравліки був розширений, що дозволило застосовувати методи CFD (без спеціалізованих доповнень, що враховують специфіку надкритичного стану). Виконана параметрична оцінка стану ТВЗ для різних режимних параметрів, де запас реактивності є результатом спряженого розрахунку.

Отримані результати по-перше дозволяють спростити жорсткі умови енерговиділення, що сформовані в [4], а також встановити однозначний зв'язок між режимними параметрами та допустимими межами по температурі або ж температурі теплоносія на виході з реактора. Проте головним результатом є саме встановлення взаємозв'язку між інтегральним енерговиділенням та густиною теплоносія в залежності від функціонального призначення (тепловідведення, сповільнення/відбивання), що дозволяє оцінити один із ключових силових факторів, а також динаміку його зміни при декомпресії надкритичної активної зони, що є основним фокусом наступного розділу.

РОЗДІЛ 3. ОЦІНКА ПОЧАТКОВОЇ ДИНАМІКИ ДЕКОМПРЕСІЇ НАДКРИТИЧНОГО РЕАКТОРА

Оцінка наслідків двостороннього розриву повного перерізу циркуляційної петлі (LB LOCA) для будь-якого існуючого чи майбутнього проекту водоядерних реакторів під тиском (PWR) [84] можна розділити на умовні два типи.

Перший тип аналізу застосовується для підтвердження/спростування ефективності роботи систем безпеки [85,86], а також визначення ключових таймінгів(моментів у часі) перехідного процесу [87,88], які допомагають визначити найбільш раціональну стратегію управління аварією [89]. У першому випадку важливо розглядати енергоблок як систему з найближчими характеристиками (передаточними функціями) кожної з ланок.

У другому випадку розглядається початкова динаміка процесу декомпресії у проточній частині реактора з метою визначення максимальних статичних та динамічних навантажень на внутрішньокорпусні пристрої [90], а також ядерне паливо [91]. При цьому у роботах розглядаються як однофазна ізотермічна постановка з рівнянням стану Макдональда-Тейта [90], так і реалістична двофазна постановка [91] для докритичного реактора ВВЕР-1000. В обох випадках розрахунки виконані у ANSYS CFX.

Аналіз LB LOCA для реакторів з надкритичними параметрами теплоносія [92] має певні особливості, пов'язані з переходом через критичну точку (див. огляд в п. 1.1). Не всі одновимірні коди здатні коректно обробляти перехід від надкритичного (однофазного) до докритичного (двофазного стану), особливо з урахуванням кризи течії. Для цього необхідно вводити спеціальні правки та співвідношення для теплофізичних властивостей, які дозволяють розглядати надкритичний потік у двокомпонентному наближенні із псевдо-кипінням [93,94]. Такий підхід дозволяє використовувати одновимірні розрахункові коди для надкритичних параметрів без зміни структури коду.

Оцінка початкової динаміки руху ударної хвилі при декомпресії вимагає врахування просторової нерівномірності по трьох координатах. На основі

отриманих миттєвих полів тиску та швидкості обчислюються навантаження на характеристичні конструкційні елементи. При цьому такі навантаження можна обчислити і за допомогою системних кодів типу RELAP, ATHLET, але це потребує додаткової поперечної нодалізації.

У даному розділі представлені напрацювання щодо розширення репрезентативного підходу [95], який застосовувався для оцінки початкової динаміки із застосуванням CFD для докритичного реактора ВВЕР-1000 [96], для перспективного реактора IV покоління з надкритичними параметрами теплоносія. В якості референтної конструкції [79] розглядається перше наближення малого модульного реактора проекту ECC-SMART [5].

3.1. Особливості оцінки початкової динаміки в репрезентативному наближенні

Оцінка динамічних навантажень при декомпресії перспективного реактора IV покоління з надкритичними параметрами вимагає додаткових умов та припущень через особливості фазового стану теплоносія. Проблема в тому, що при швидкій декомпресії стан теплоносія переходить від однофазної надкритичної області в загальному випадку до двофазної (детальніше див. п. 1.1). При цьому рівень динамічних навантажень визначається мінімальним «ударним» перепадом тиску, який залежить від того, що встановився в місці [90,91] розриву (витоку).

Рівень встановленого тиску визначається наявністю кризи течії, прогнозування якої в загальному випадку вимагає гетерогенної постановки як за температурою, так і за швидкістю. На сьогоднішній день, у комерційних CFD кодах не передбачена можливість функціонального сполучення однофазної та двофазної постановки. Під цим мається на увазі, що в розрахунковій області в залежності від параметрів стану зонально застосовувалася б однофазна, або гетерогенна двофазна постановка. Такі математичні моделі дозволили б вирішити проблему запровадження абстрактного псевдо-кипіння (двофазна постановка в надкритичній області), яке широко застосовується у системних кодах [92,97].

Другою складністю аналізу початкової динаміки, яка відноситься до всіх типів реакторів ґрунтується на необхідності досить детального (з позиції геометрії) моделювання проточної частини реактора, особливо в тих місцях, де йде поділ потоку (наприклад, різні перегородки) для коректної оцінки перепадів тиску під час руху хвилі декомпресії.

При цьому важливо коректним чином розраховувати і гідравлічний опір проточної частини, оскільки це визначатиме як динамічну складову (як початковий стан, так і швидкість гальмування на стінці), а також динаміку слідування «ударної» хвилі.

Фізично перші кілька мілісекунд поширення хвилі від'ємного відносного тиску визначається виключно акустичними властивостями середовища за аналогією з гідроударом. Від'ємний тиск призводить до того, що потік прискорюється і може навіть змінювати напрямок руху (наприклад, при розриві холодної циркуляційної петлі).

При числах Маха близьких до межі врахування стисливості середовища ($M > 0.3$) в акустичній постановці необхідно враховувати наявність швидкості середовища. До того ж через фазовий перехід починає змінюватися і густина середовища як функція тиску і температури, що призводить до необхідності враховувати гідродинамічні співвідношення.

У цьому випадку швидкість звуку є складною функцією структури потоку та режиму течії двофазного середовища [98] і може істотно бути нижчою ніж у рідкій та газоподібній фазі, що накладає особливості оцінки параметрів критичного потоку (Рис. 3.1). (за відсутності проблем теорії багатокомпонентних сумішей, а саме визначення їх стану та властивостей на основі відомостей про чисті складові, та узагальнення залежності для визначення швидкості звуку).

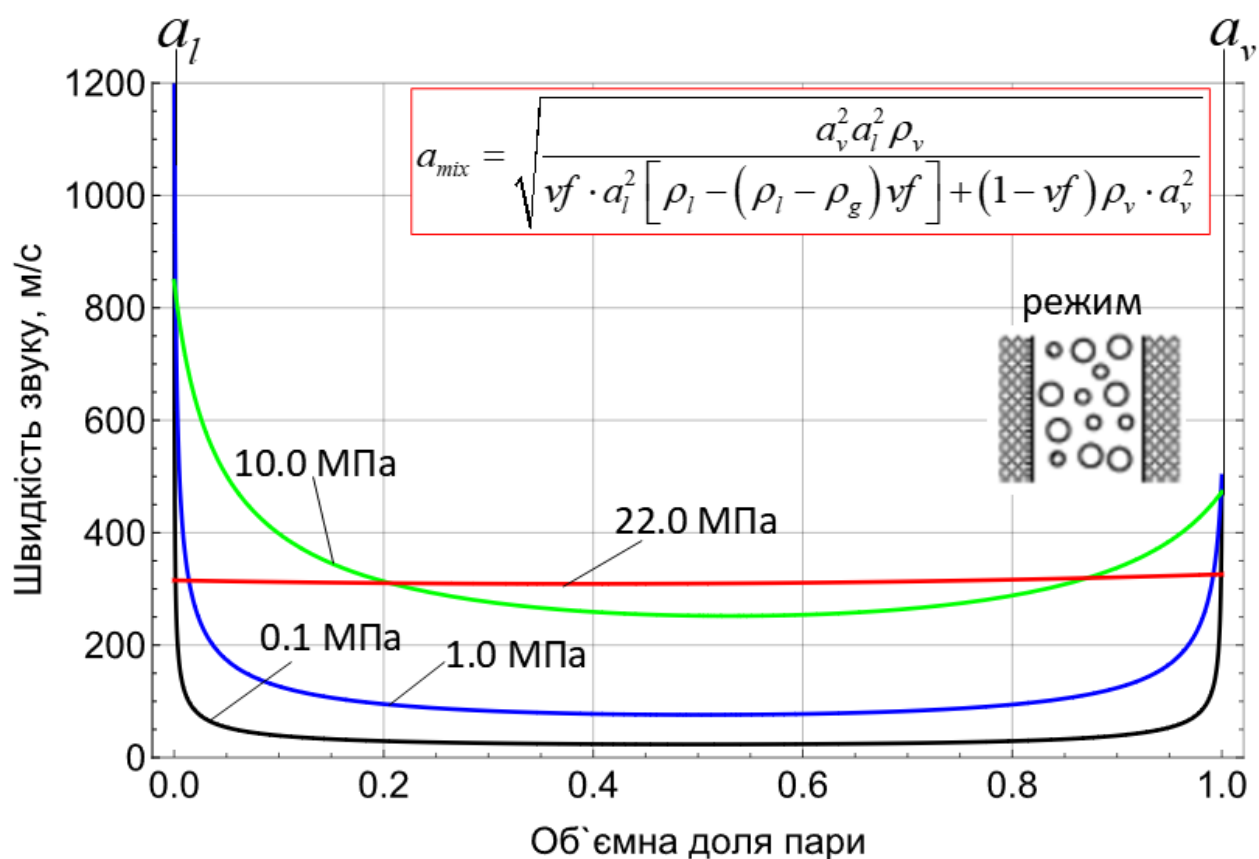


Рисунок 3.1 – Функція швидкості звуку в гетерогенній двофазній системі

З інженерної точки зору найбільш раціональним способом у теплогідрравлічному аналізі є використання методів, що враховують просторові особливості у вигляді консолідованих термів, які задаються об'ємними джерелами, а з точки зору фізики процесу залишається лише явище переносу. У цьому випадку процеси теплообміну та інтенсивність дисипації енергії потоком розраховуються на основі експериментальних узагальнень. Це особливо важливо в атомній енергетиці, де чим більше емпіричної індивідуальної інформації для процесу, тим легше обґрунтувати розрахункові моделі. При цьому важливо, щоб методи були достатньо швидкими, бо це дозволяє проводити багатовимірний параметричний аналіз за прийнятний час.

Вище наведений спосіб є проміжним між суб-канальним наближенням і CFD методами на умовно грубій сітці. Такий підхід називається «репрезентативне» моделювання [99,100], що є поєднанням швидкості та ефективності розрахунків складних елементів (суб-канальний, системи

паралельних каналів) з використанням простих формулювань для інтенсивності обміну та досить точного опису транспорту теплоносія в кожному з просторових напрямків.

Наприклад, ATHLET [99] є одним із найбільш відомих цільових спеціалізованих кодів, що дозволяє враховувати тривимірність течії. На Рис. 3.2 наведено порівняння типової дискретизації розрахункових моделей першого контуру реактора ВВЕР за різними підходами. Густина дискретизації визначається повнотою підсіточних емпіричних моделей. Чим складніші процеси, що розраховуються в межах одного контрольного об'єму, тим менша кількість таких контрольних об'ємів може бути використана [101,102]. Як правило такий підхід вимагає дещо специфічних чисельних методів, проте в сучасних кодах проблема меншою мірою жорстка.

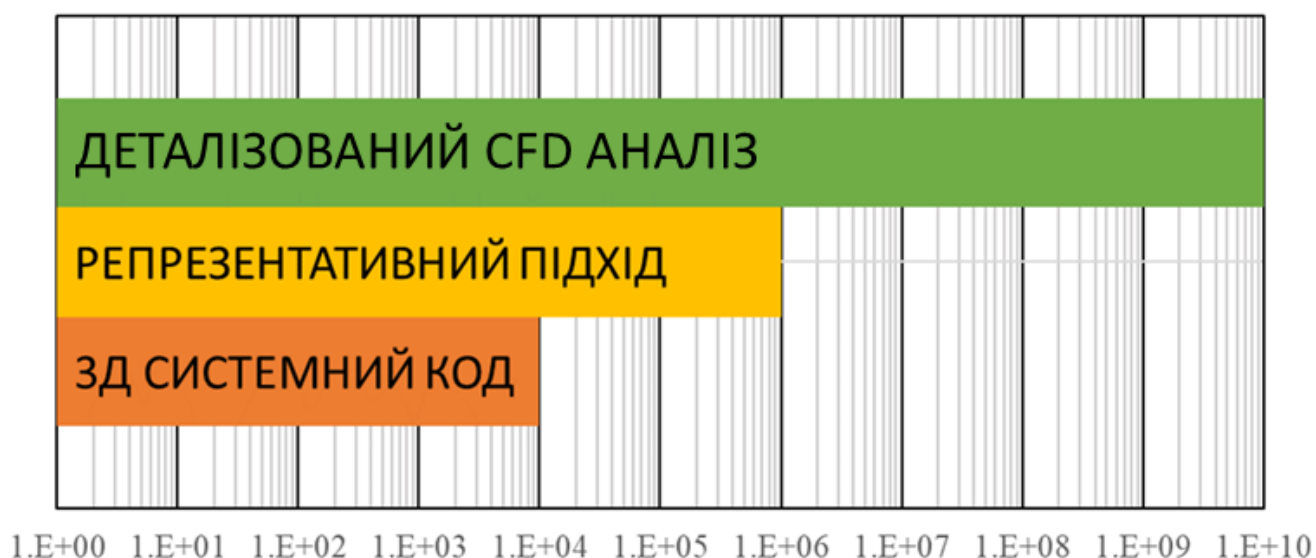


Рисунок 3.2 – Типова дискретизація розрахункової моделі першого контуру ВВЕР-1000/1200 для різних підходів

Репрезентативна модель [103] базується на універсальних підходах, які використовують локальні формулювання для фізичних процесів, але тільки для транспорту теплоносія. При цьому відносно низька густина дискретизації, яка в загальному випадку не дозволяє моделювати процеси, пов'язані з турбулентністю (інтенсивність теплообміну, гідравлічні опори), компенсується явними та неявними підсітковими математичними формулюваннями для теплообміну та

гідравлічних опорів на основі співвідношення (3.1), що сформульовано в [21,102] Такий підхід дозволяє моделювати фізичні процеси з прийнятною точністю, отримуючи досить якісний просторовий розподіл полів.

$$\left\{ \begin{array}{l} \nabla \cdot \left((\mu + \mu_t) \left[\nabla \vec{U} + (\nabla \vec{U})^T \right] \right) \Big|_{\{x,y,z\} \in wall} \approx \underbrace{\xi(Re)}_{PLF \cdot H_{ref}} \rho \frac{U_z^2}{2} \\ \nabla \cdot \left(\left[\frac{\mu}{Pr} + \frac{\mu_t}{Pr_t} \right] h \right) \Big|_{\{x,y,z\} \in wall} \approx q_v(x,y,z) \end{array} \right. \quad (3.1)$$

де $\xi(Re)$ - емпіричні функції гідравлічного опору, $q_v(x,y,z)$ - функція об'ємного енерговиділення.

Найбільш повним підходом з точки зору CFD методів є такий, в якому крім деталізованої геометрії для розрахунків не залучається додаткова емпірична інформація щодо процесів, що моделюються [103]. Використовується локальне формулювання для основних скалярів потоку. Процеси інтенсивності теплообміну та дисипації енергії розраховуються за допомогою моделі турбулентності. Джерела теплової енергії задаються в паливному осерді (повна постановка), що дозволяє розраховувати розподіл теплового навантаження, а також в особливих випадках і критичні теплові потоки. Іноді для спрощення застосовують поверхневі, наперед задані джерела теплоти.

Очевидно, що підходи в суб-канальному та репрезентативному наближенні спрямовані на аналіз перехідних процесів, у той час як детальний CFD в основному використовується для підтвердження проектних положень, наприклад, таких як: температури в петлях та масові витрати, нерівномірність полів швидкості на вході активну зону, гідравлічний опір реактора або установки в цілому. Фактично, «репрезентативне» моделювання базується на використанні ядра CFD коду у поєднанні зі спеціальними моделями для врахування теплообміну та гідравлічного опору, а також формул для розрахунку поперечних моментів сили потоку. Найчастіше такі підходи вимагають застосування теорії подоби, які визначаються середньомасовими (нелокальними) параметрами потоку.

3.2. Узагальнення гетерогенної двофазності для теплоносія при НКП

Довгий час досить непопулярною точкою зору було те, що надкритичний стан середовища (особливо з урахуванням області псевдофазового переходу) є свого роду особливими двофазними співвідношеннями. Практично всі існуючі підходи для визначення параметрів теплообміну, гідравлічного опору, критичних теплових потоків базується на однофазному наближенні з екстремально-нелінійною поведінкою теплофізичних властивостей (див. огляд наприклад в [4]).

Останнім часом традиційна точка зору на надкритичний стан дещо розширюється на основі досить унікальних експериментальних результатів, що вказують на наявність морфологічної структури при псевдофазовому переході (трактується як псевдо-кипіння), принаймні для діоксиду вуглецю. Проглядається певна аналогія, порівнюючи поведінку середньоентальпійної температури при субкритичному кипінні та псевдофазовому переході (Рис. 3.3, візуалізація використана з [104]).

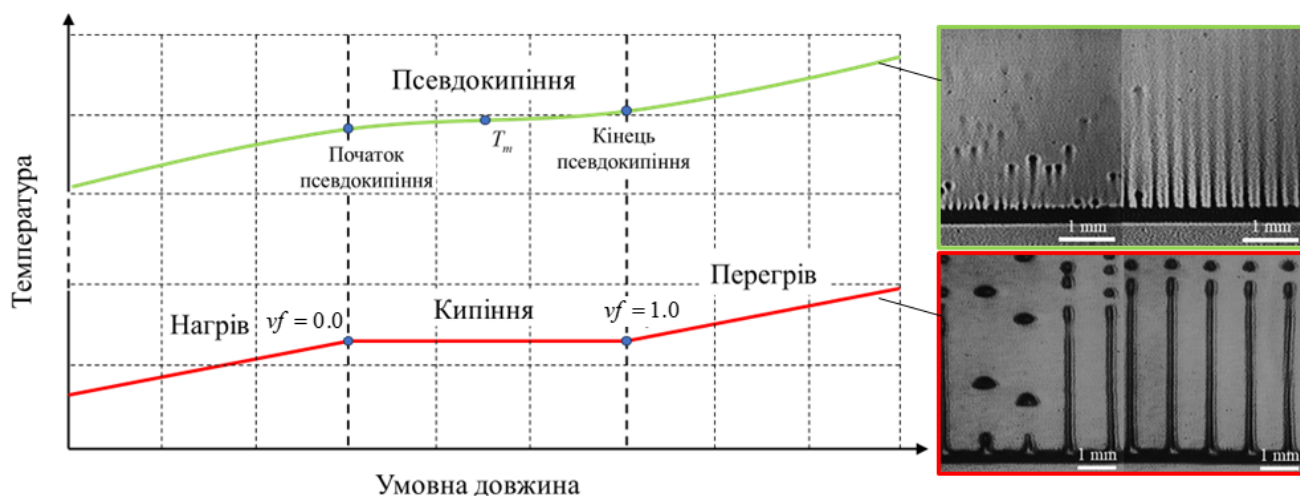


Рисунок 3.3 – Аналогія кипіння та псевдофазового переходу при надкритичних параметрах (фото-візуалізація діоксиду вуглецю [93,104])

Тому, для опису надкритичного стану теплоносія з можливістю переходу в двофазну область використовується поняття псевдокипіння [93, 105]. Суть цього підходу полягає в тому, що надкритичне середовище загалом описується двофазним станом з абстрактною температурою кипіння в надкритичній області. Існують різні методи (Рис. 3.4) визначення продовження кривої температури

насичення (так званої Widom line) [105], які ґрунтуються на різних термодинамічних властивостях середовища.

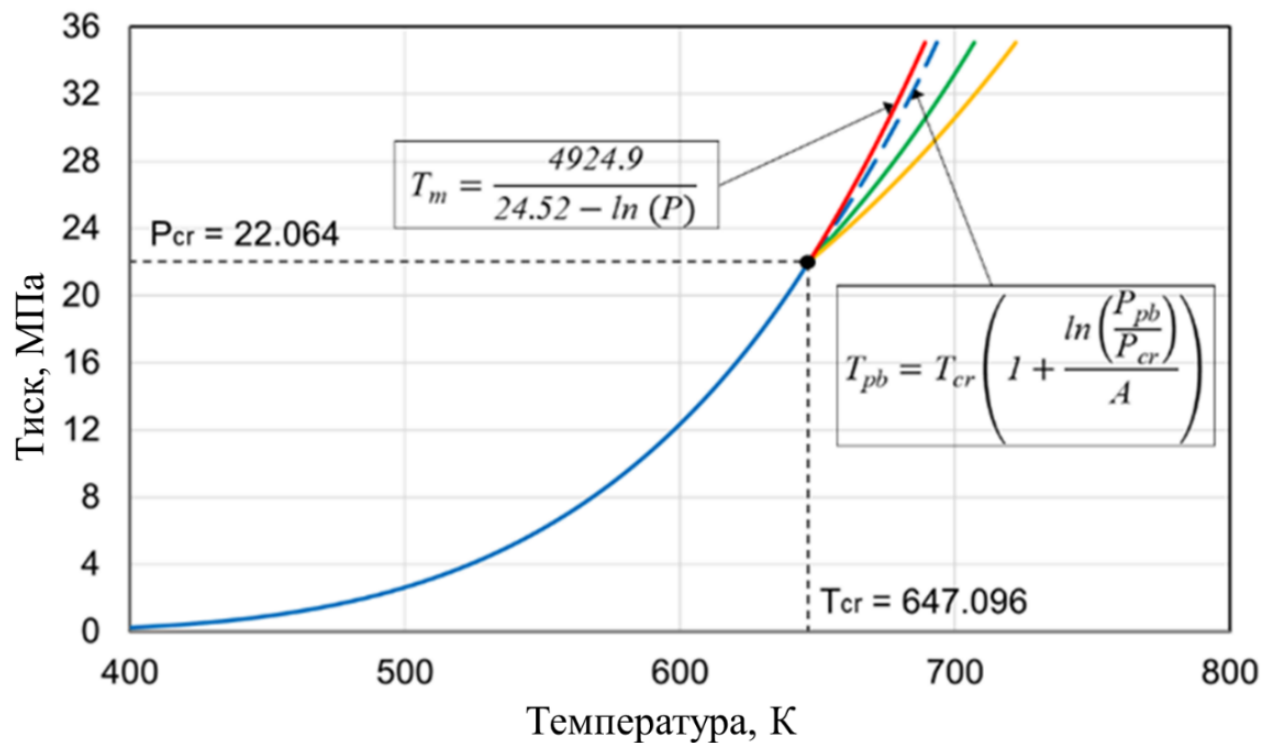


Рисунок 3.4 – Гіпотетична «лінія насичення» (Widom line) з урахуванням надкритичної області

Інтенсивність нерівноважного фазового переходу в гетерогенному середовищі визначається залежністю (3.2), де для надкритичного стану залишаються невизначеними наступні параметри:

- Узагальнена теплота пароутворення (HR).
- Характерний морфологічний монорозмір узагальненої міжфазної взаємодії, що визначає густину поверхні контакту фаз (D_{ref}).
- Метод визначення інтенсивності теплообміну між фазами (в загальному випадку КТВ кожної із фаз індивідуально визначаються функціями HTC_l та HTC_v , що залежить від температур та відносних швидкостей фаз).
- Фазовий перехід може відбуватися в широких межах температурного градієнту кожної з фаз відносно лінії насичення (правило корекції теплоти фазового переходу).

$$MFT = \left(\frac{6 \cdot \gamma f}{D_{ref}} \right) \frac{HTC_l \cdot [T_s(p_a) - T_l] + HTC_v \cdot [T_s(p_a) - T_v]}{HR} \quad (3.2)$$

Кожне з цих питань потребує особливої уваги (як з точки зору фізичної обґрунтованості, так і безпосередньо з інженерної практики розрахунків), оскільки немає надійних доказів існування області псевдо-кипіння, а також «розуміння» швидкості переходу через псевдофазову температуру (максимум питомої ізобарної теплоємності).

В першому наближенні обмежимося питанням визначення (розширення) теплоти пароутворення HR , що враховуватиме надкритичний тиск в широких межах температури.

В комплексних дослідженнях ЛНТ [106] (в тому числі і теплофізичні властивості НКП сумішей) було помічено, що поведінка надкритичного стану для псевдо-рідни та псевдо-газу характеризується питомою роботою розширення, аналогічно, як і для докритичних параметрів. Для визначення меж, при яких відбувається псевдофазовий перехід, розглянемо питому роботу сил розширення, яку можна оцінити як (3.3).

$$E_q = \left(\frac{p \delta V}{q} \right) = - \frac{p}{\rho^2 C_p} \left(\frac{\partial \rho}{\partial T} \right)_p \quad (3.3)$$

Якщо температура потоку нижча за температуру псевдофазового переходу (псевдо-рідина), то величина питомої роботи сил розширення невелика і має порядок $10^{-3} \div 10^{-2}$, що відповідає крапельній рідині. Для газових середовищ значення питомої роботи E_q знаходиться в межах від 0.1 до 0.5. Це означає, що, задавши верхню і нижню межі питомої роботи сил розширення, можна визначити межі ентальпії псевдофазового переходу. Різниця цих значень і буде теплотою пароутворення при псевдокипінні. При цьому температура насичення при псевдокипінні приймається рівною температурі псевдофазового переходу T_m і визначається за апроксимаційною залежністю [105] (3.4) (див. Рис. 3.5)

$$T_m = \frac{4924.9229}{24.5204 - \ln(p)} \quad (3.4)$$

Співвідношення (3.3) та (3.4) є трансцендентними співвідношеннями для визначення ліній «насичення» ентальпії при псевдофазовому переході, тому і визначення параметрів особливо біля критичного тиску (22.064 МПа) є дещо проблемним.

Таким чином, з практичної точки зору псевдо-криві фазового переходу будуються починаючи з 22.3 МПа до 40.0 МПа (верхня межа обмежена подальшими практичними цілями, складає 30 МПа). Покладено, що початок фазового переходу відбувається при $E_q=0.04$, а кінець при $E_q=0.2$. Розглядаючи залежність питомої роботи розширення (Рис. 3.5) для різних тисків видно, що вибір постійних меж у вигляді константи є дещо спрощеним, оскільки криві при збільшенні тиску стають «більш монотонним», а отже і еквівалентна границя початку переходу через точку максимуму теплоємності строго кажучи різна.

Таким чином фізичний зміст теплоти «фазового переходу» в першому наближенні може трактуватися як необхідна теплота для подолання піку ізобарної теплоємності. Ця теплова енергія на одиницю маси надкритичного флюїда геометрично рівна площі фігури, що обмежена функціональною залежністю теплоємності від температури, де межі інтегрування обираються по температурі та вибираються індивідуально для кожного тиску.

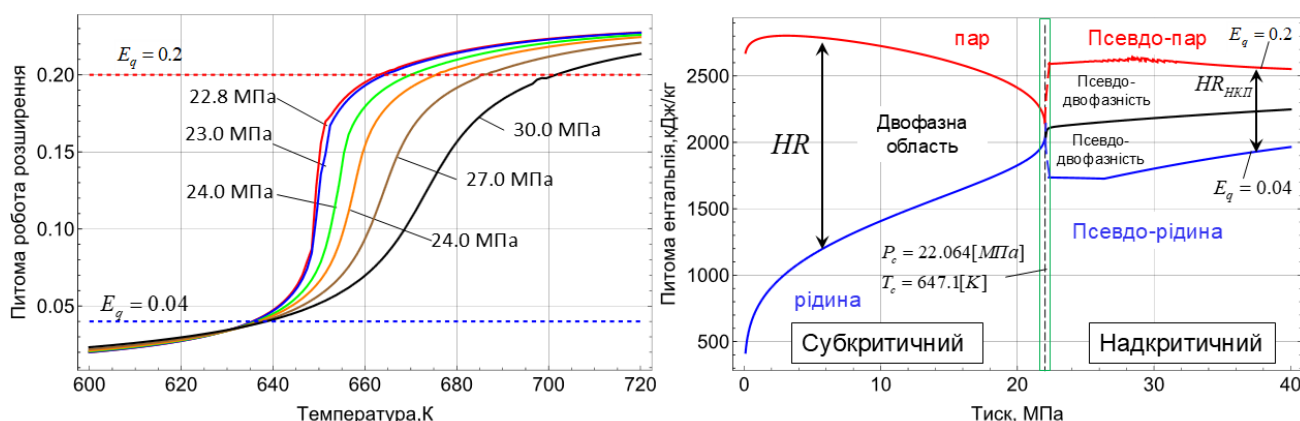


Рисунок 3.5 – Узагальнення теплоти фазового переходу на надкритичні параметри

Основною особливістю запропонованого підходу від тих, що останнім часом розвиваються [93, 105] є те, що вибір меж початку і кінця фазового

переходу базується на термодинамічних уявленнях, а не на фіксованих значеннях температури (здебільшого оперують з ентальпією).

Отримані узагальнення деякою мірою являються «дифузійною» формою розривів першого роду для двофазної системи, що підтверджується наприклад поведінкою функції швидкості звуку (Рис. 3.6). Якщо припустити, що морфологічний режим течії (структура в тому числі) по-перше існує, а по-друге зберігається, то і поведінка локальної швидкості звуку псевдо-двофазного середовища (Рис. 3.7) подібна до класичного двофазного стану (Рис. 3.1).

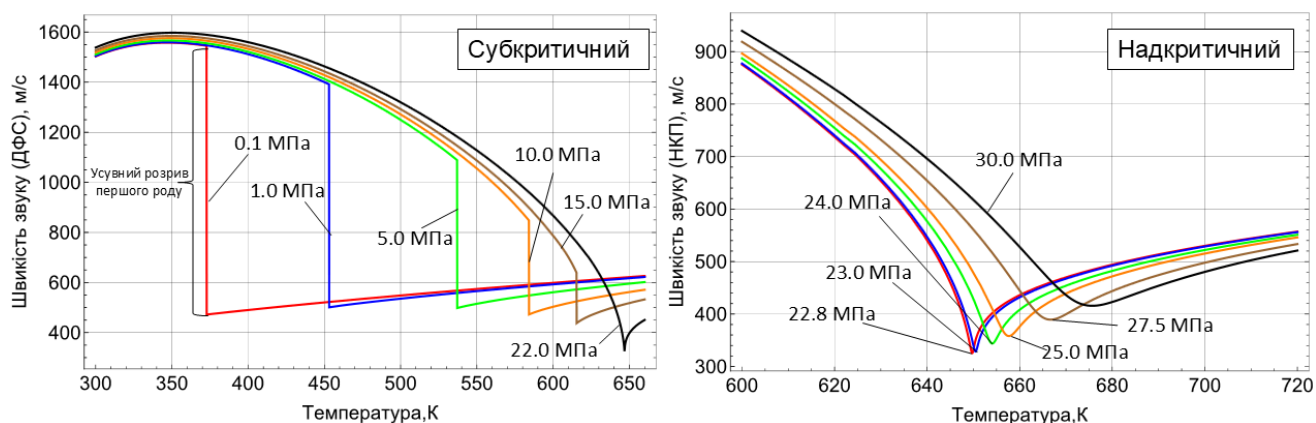


Рисунок 3.6 – Функція швидкості звуку від температури для різних значень опорного тиску середовища

Незважаючи на те, що основні параметри фазових переходів «розширені» на надкритичну область і в першому наближенні подібність дійсно спостерігається в досить широких межах, проте існує область, яка має значно складнішу і досі мало вивчену фізичну природу. Мова іде про досить нешироку область навколо критичного тиску в 22.064 МПа. З Рис. 3.5 видно, що підходячи зі сторони двофазної області до критичної точки поведінка кривих насичення кожної із фаз монотонна, а різниця між ними прямує до 0.0 (принаймні бібліотеки стану стандарту IF97 побудовані саме на такому припущенні).

Якщо ж підходити до критичної точки зі сторони псевдо-двофазного середовища, то все ще існує розрив скінченої величини, який з практичної точки зору характеризується неможливістю вирішити (3.3) і отримати умовно монотонну криву ентальпії. Аналіз цих особливостей показав, що ця зона

невизначеності досить широка (22.0÷22.5 МПа) в якій складно дати визначення і характеристику об'ємній долі кожної з фаз.

Аналізуючи відомі оптичні дослідження переходу в надкритичний стан вуглекислоти при ізотермічних умовах видно, що виродження границі розділу фаз відбувається миттєво. Скоріше за все, саме в цій зоні зосереджена основна фізична різниця між двофазним та надкритичним станом, пов'язана з процесами нуклеації, тобто зародження структур на яких може відбуватися фазовий перехід. Розширення теорії зародження центрів фазових переходів є предметом серйозних феноменологічних досліджень (як натурних та і теоретичних), що є значно ширшою проблемою ніж та, що розглядається в даній дисертації.

Вище зазначене не суперечить гетерогенній формі термічного фазового переходу (3.2), проте скоріше за все вимагає уточнювати співвідношення пов'язане з об'ємною долею та характеристичним розміром. За аналогією з теорією нуклеації необхідно вводити поняття енергії активації для надкритичного стану, яка скоріше за все залежить від тиску причому ця залежність є суттєвою в метастабільному стані (див. граничні криві ентальпії на Рис. 3.5).

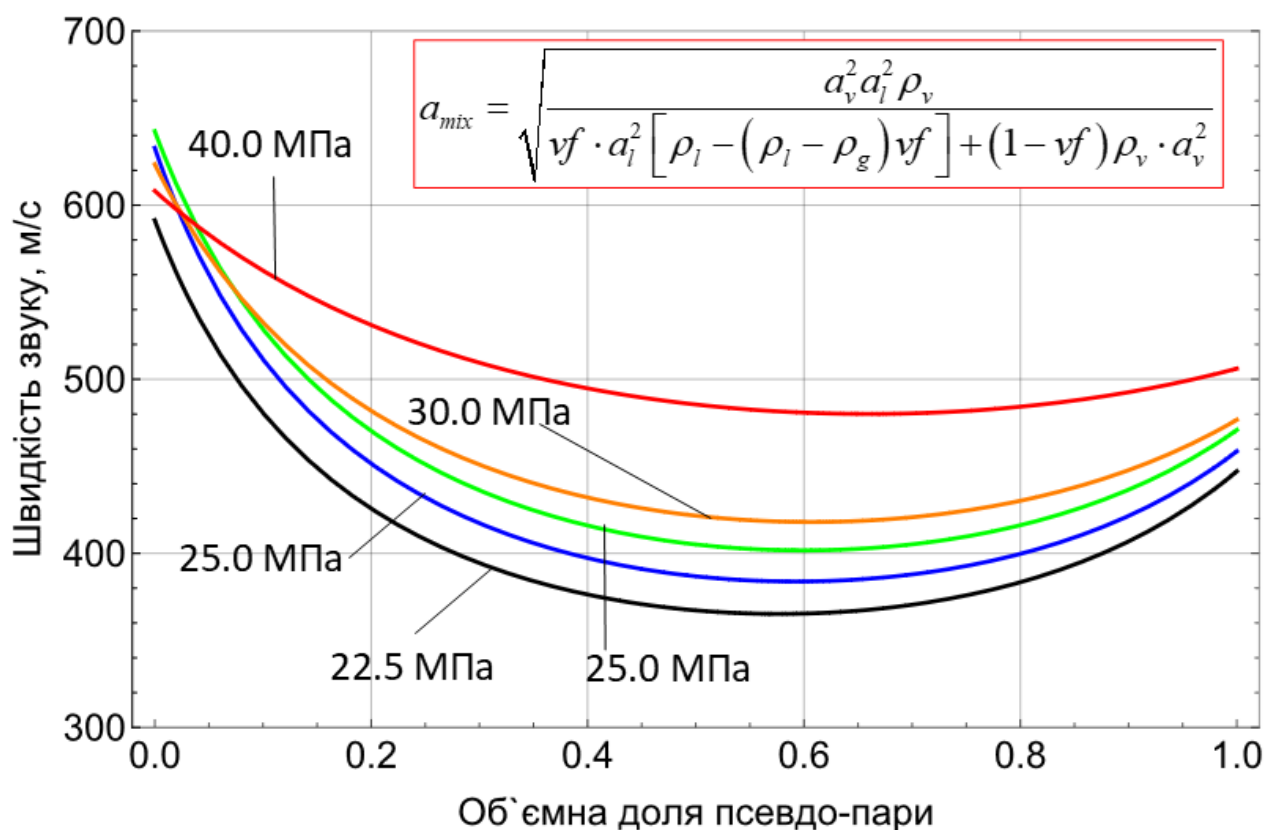


Рисунок 3.7 – Функція швидкості звуку в гетерогенній псевдо-двофазній системі

Тим не менше, незважаючи на фізичну неповноту запропонованого узагальнення гетерогенної постановки на надкритичний стан, отримане наближення виявилось досить продуктивним для інженерного аналізу процесів декомпресії та визначення силових факторів.

Для оцінки роботоздатності «розширення» гетерогенного нерівноважного підходу для надкритичного стану розглянуто тест Едвардса [107], в якому прийнято, що початковий стан по тиску є надкритичним. У першому наближенні така модифікація початкового стану (в експерименті початковий тиск 7.0 МПа, прийнятий в розрахунковому тесті – 25.0 МПа) є коректним, оскільки критичний тиск, що встановився (криза течії), багато в чому визначається саме початковою температурою, а точніше температурою у місці розриву, де породжується хвиля декомпресії.

Для оцінки застосовності нерівноважної гетерогенної постановки були використані наступні параметри: коефіцієнти тепловіддачі в (3.2) з боку парової та рідкої фаз розраховуються на основі постійного значення числа Нуссельта, яке для парової фази приймається рівним 0.0.

Для визначення числа Нуссельта зі сторони рідкої фази використана відома кореляція Ранса-Маршалла. Характерний розмір морфологічної складової узагальненої парової фази прийнятий рівним 1.0 мм. Площа міжфазної поверхні оцінюється в припущенні, що морфологія парової фази - це монорозмірні бульбашки. Коефіцієнт міжфазного тертя вважається постійним і дорівнює 0.44.

Результати оцінки декомпресії в тому числі при надкритичному тиску наведені на Рис. 3.8. Слід зазначити, що по-перше, встановлений критичний тиск мало залежить від початкового стану по абсолютному тиску.

По-друге, інтенсивність фазового переходу, який хоч і принципово відрізняється за динамікою (швидкість утворення парової фази) від докритичного стану, але все ж таки відбувається на відносно тривалих інтервалах (300-400 мс) і тому слабо відіграє з точки зору встановлення параметрів кризи течії на кінцевому етапі декомпресії.

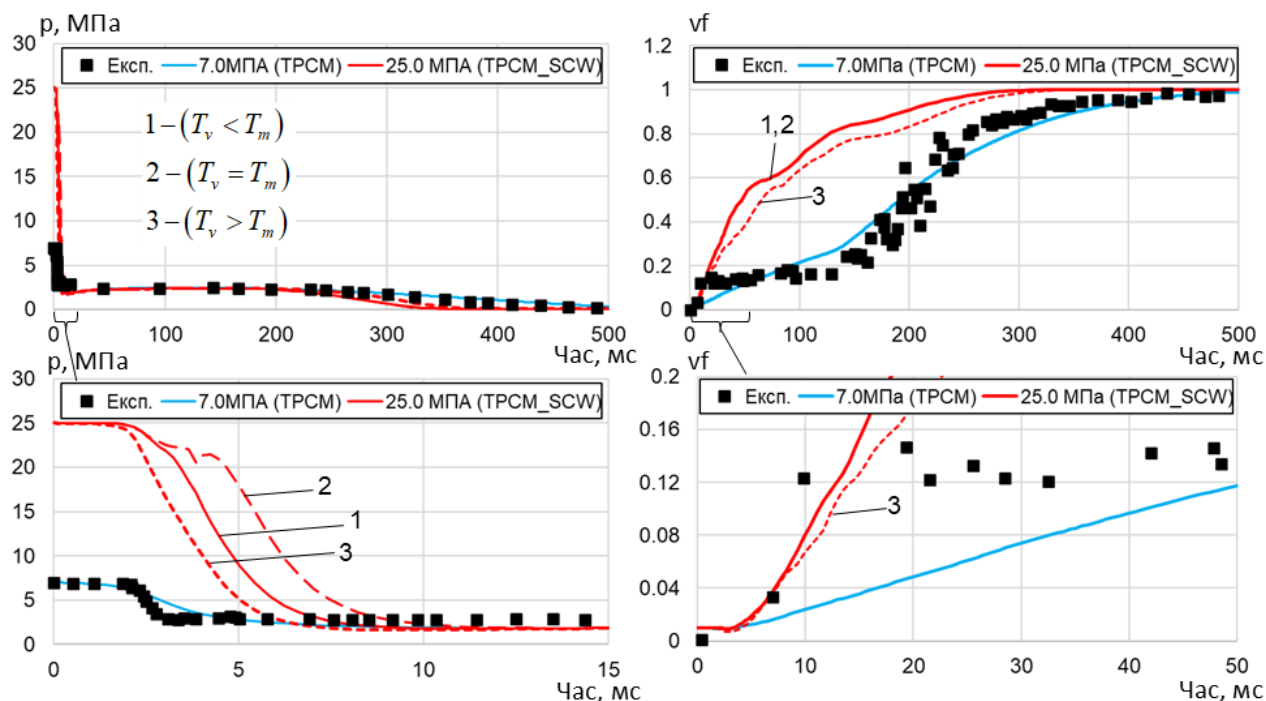


Рисунок 3.8 - Результати розрахункової оцінки декомпресії з до- та надкритичного тиску в залежності від початкової температури парової фази

Тут варто зауважити, що з точки зору ударних навантажень [96] основне зусилля викликано саме нерівномірністю тиску, тому в першому наближенні початкова критична масова витрата не відіграє особливої ролі, хоча судячи з динаміки пароутворення при переході з надкритичного в двофазний стан оцінка критичної масової витрати буде більшою. Також під час тестування розрахункової моделі термічного фазового переходу (TPCM-SCW) встановлено, що модель втрачає свою стійкість в околі зони невизначеності за умови наявності локальної перегрітої надкритичної псевдо-рідини.

Отримані результати є складовою оцінки початкової динаміки процесу декомпресії перспективного надкритичного реактора IV покоління базуючись на успішному аналогічному досвіді для ВВЕР-1000.

3.3. Оцінка параметрів початкової динаміки SCW-SMR

Розглянемо застосування розроблених підходів гетерогенної моделі фазового переходу для надкритичних параметрів теплоносія в контексті оцінки початкової динаміки на внутрішньокорпусні пристрої при гільйотинному розриві циркуляційної петлі пре-концептуального проекту перспективного модульного реактора малої потужності з надкритичними параметрами теплоносія – ECC-SMART [5]. Цей концепт був запропонований професором Шулінбергом і Отіком з технологічного інституту Карлсруе [79] і заснований на концепції високоефективного реактора великої потужності [108].

Для цього на основі запропонованої моделі [4], що дозволяла оцінювати стаціонарний стан з урахуванням спеціальних пристінкових функцій, були розширені репрезентативна CFD підходи для оцінки декомпресії. Проточна частина активної зони реактора містить 400 паливних збірок (20×20) і розділена на 7 рівнів на (Рис. 3.9) з різною кількістю паливних збірок. На кожному з рівнів теплоносій підігрівається і частково змішується з більш холодним середовищем байпасу. Теплоносій проходить через кожну групу ТВЗ з 1го по 7ий рівень послідовно.

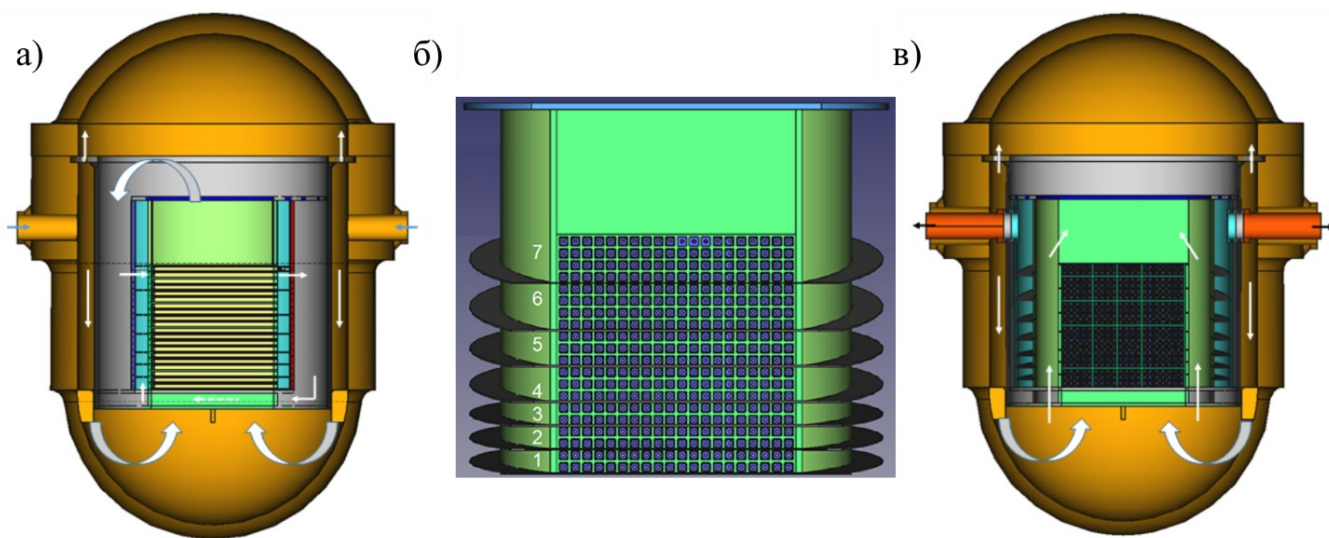


Рисунок 3.9 – Загальний вигляд концепції SCW-SMR [79] (вісь перерізу по патрубках входу докритичного теплоносія (а) та виходу (в), (б) – активна зона)

Для оціночного аналізу поперечний переріз ТВЗ (Рис. 3.10а) представлено двома способами. У першому випадку поперечний переріз розглядається точно (враховані паливні стержні, загальна кількість яких становить 40, Рис. 3.10б).

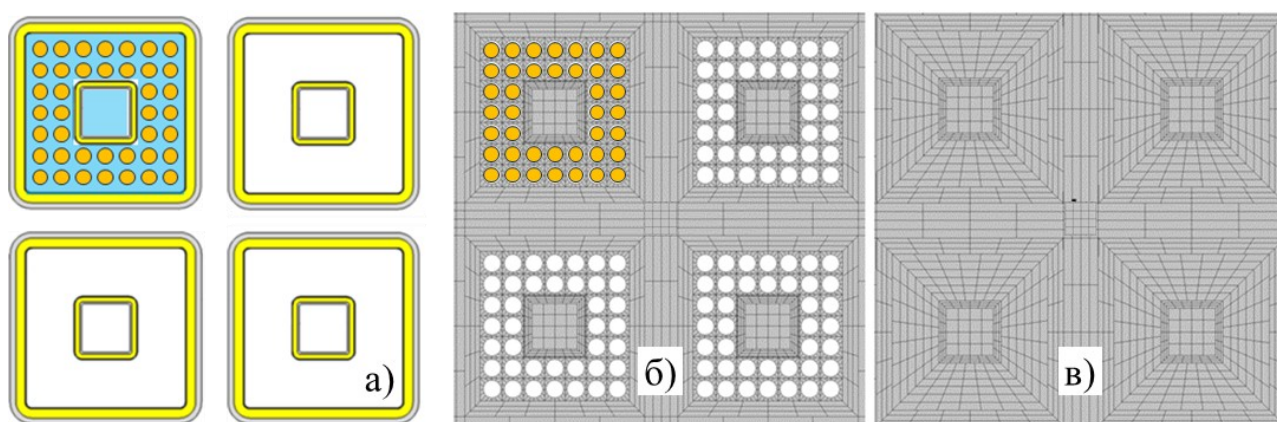


Рисунок 3.10 – Поперечний переріз ТВЗ (а) та сіткових моделей (б) та (в).

У другому випадку поперечний переріз ТВЗ розглядається у спрощеному вигляді як пористе тіло (для врахування периметрів живого перерізу), див. Рис. 3.10в). Дискретизація розрахункової моделі виконана згідно з концепції «репрезентативності».

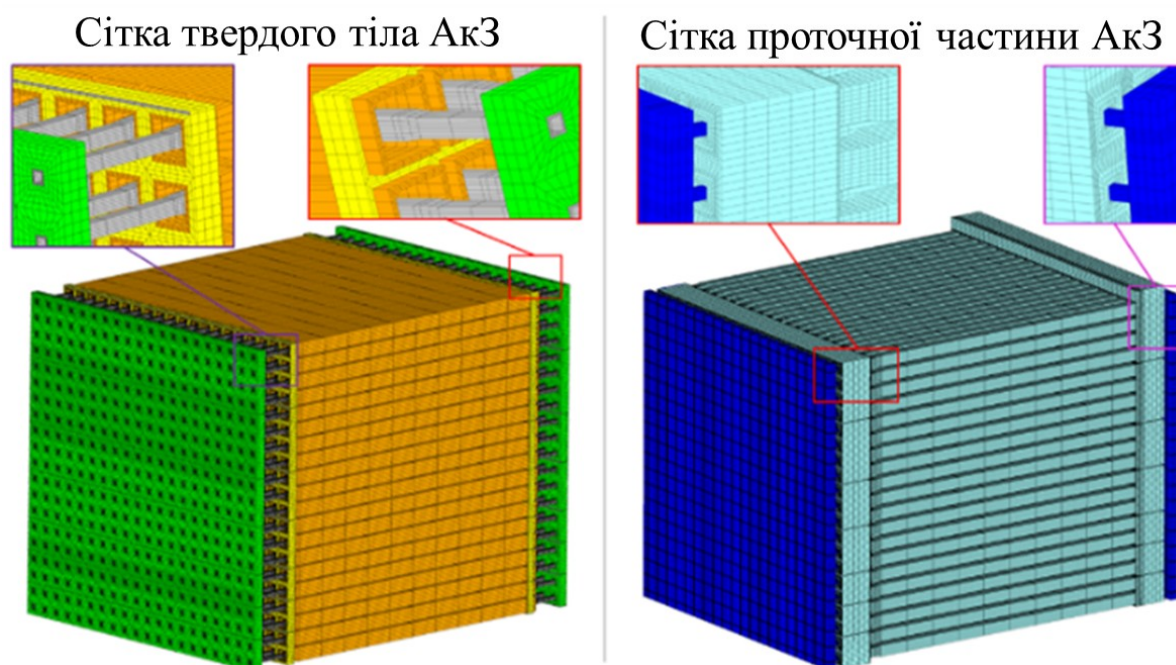


Рисунок 3.11 – Загальний вигляд розрахункової сітки металоконструкцій та проточної частини Ак3

Для першого варіанту поперечного перерізу ТВЗ (детальний) загальна кількість контрольних об'ємів становить $\sim 30 \cdot 10^6$ та $\sim 12 \cdot 10^6$ відповідно для другого. При цьому дискретизація решти проточної частини реактора залишається незмінною. Загальний вигляд розрахункової сітки для проточної частини (активної зони та модератора) показано на Рис. 3.11 та Рис. 3.12 відповідно.

Базуючись на співвідношенні (3.1) у розрахункову модель активної зони було введено додатковий поздовжній момент сили, який дозволяє задати гідравлічний опір ТВЗ. Приймається, що цей коефіцієнт (PLF) дорівнює 20 м^{-1} .

Енерговиділення в активній зоні формувалося у вигляді об'ємного розподіленого джерела енергії враховуючи результати параметричної оцінки (див. Розділ 2). При цьому використовувалися стандартні пристінкові функції (без урахування спеціальної модифікації – СПФ [4]).

Постановка рівнянь неізотермічного узагальненого двофазного потоку гетерогенна за температурою та швидкістю. Коефіцієнт тертя між фазами прийнятий рівним 0.44 (граничне значення для сферичної структурної одиниці). Використовується Ейлер-Ейлерове наближення для опису фаз. Зі сторони узагальненої парової фази число Нуссельта прийнято постійним і рівним 5.0, що відповідає «швидким» процесам фазового переходу.

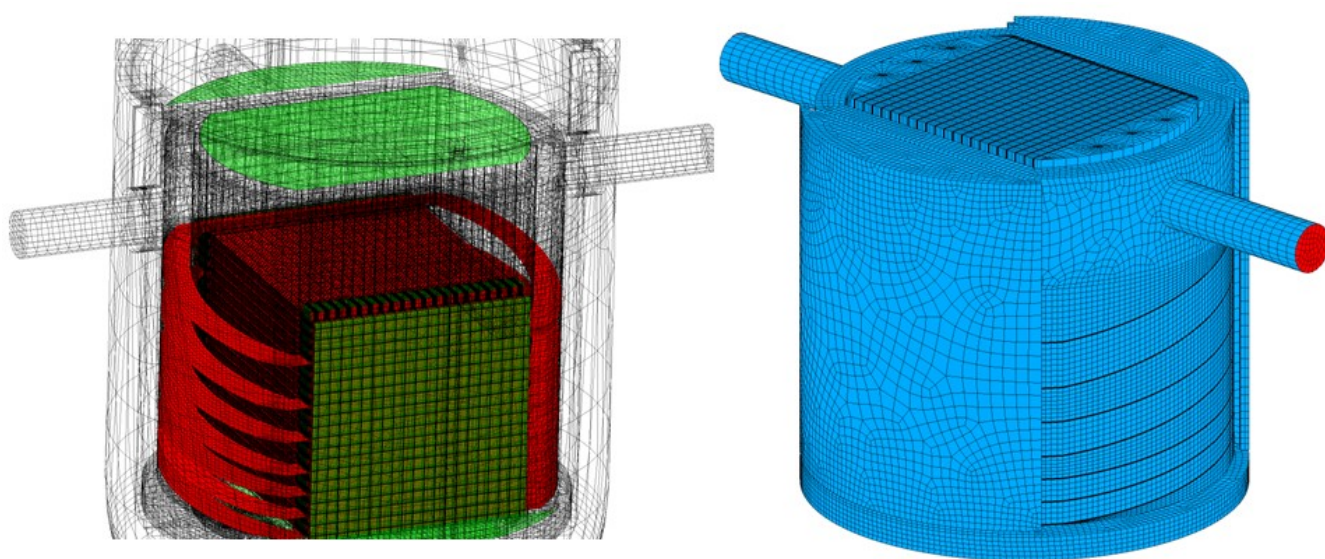


Рисунок 3.12 – Загальний вигляд розрахункової сітки основного потоку

Граничні умови стаціонарного стану показано на Рис 3.13. Оцінки параметрів стаціонарного стану та початкової динаміки виконувались за допомогою ANSYS CFX18, в який імплементовано користувацькі функції для фазового переходу (в тому числі і КТВ) та модифіковані функції параметрів стану.

Стаціонарний стан оцінювався як для номінального значення теплової потужності (290 МВт), так і для режиму «гарячий зупин (Рис. 3.14).

Для оцінки силових параметрів початкової динаміки розглядається миттєвий розрив холодної нитки (*Вхід 1*, Рис. 3.13) для трьох варіантів:

- **Варіант №1** – однофазна постановка для всієї області зміни тиску, з початковими умовами гарячої зупинки.
- **Варіант №2** – двофазна постановка з узагальненням надкритичного стану (див. п.3.2), з початковими умовами «гарячий зупинка».
- **Варіант №3** (тестовий) – однофазна постановка для всієї області зміни тиску з початковими умовами «Робота на потужності».

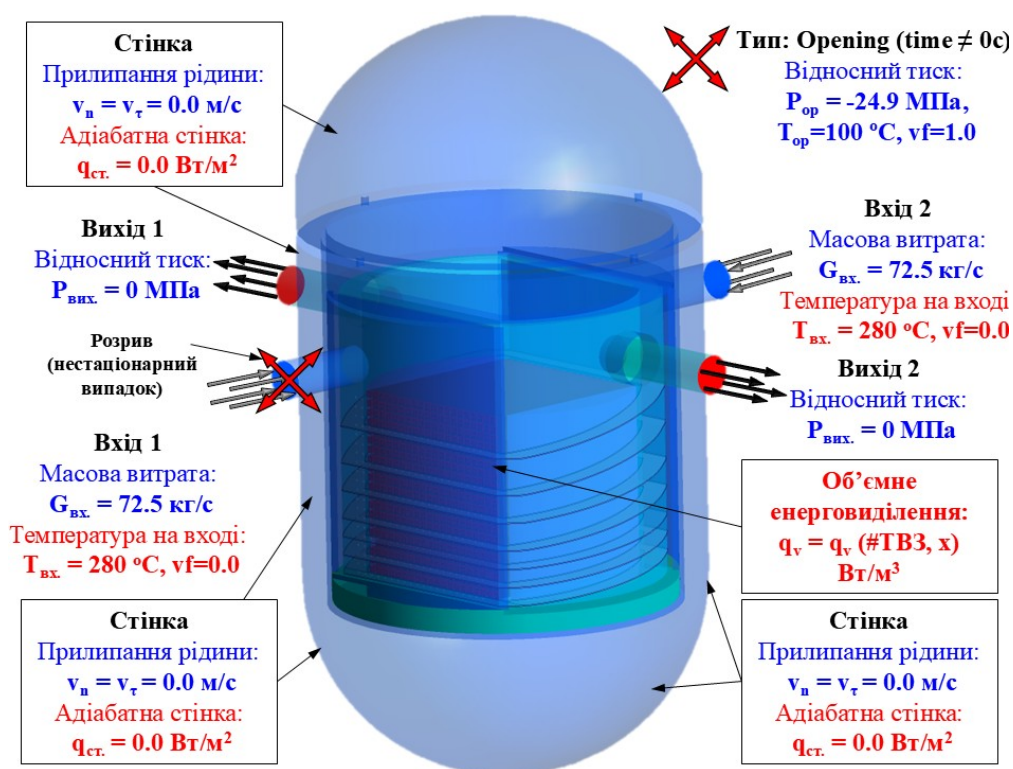


Рисунок 3.13 – Прийняті ГУ для розрахункової моделі (загальний вигляд запозичений із роботи [4])

Для розрахунку теплофізичних властивостей застосовується бібліотека IAPWS-IF97, вбудована в ANSYS CFX. Розглядаються 0.25 - 1.0 секунд перехідного режиму декомпресії, з мінімальним 10^{-5} та максимальним 10^{-3} кроком інтегрування за часом. Для апроксимації похідної за часом використовуючи перший порядок (неявна схема).

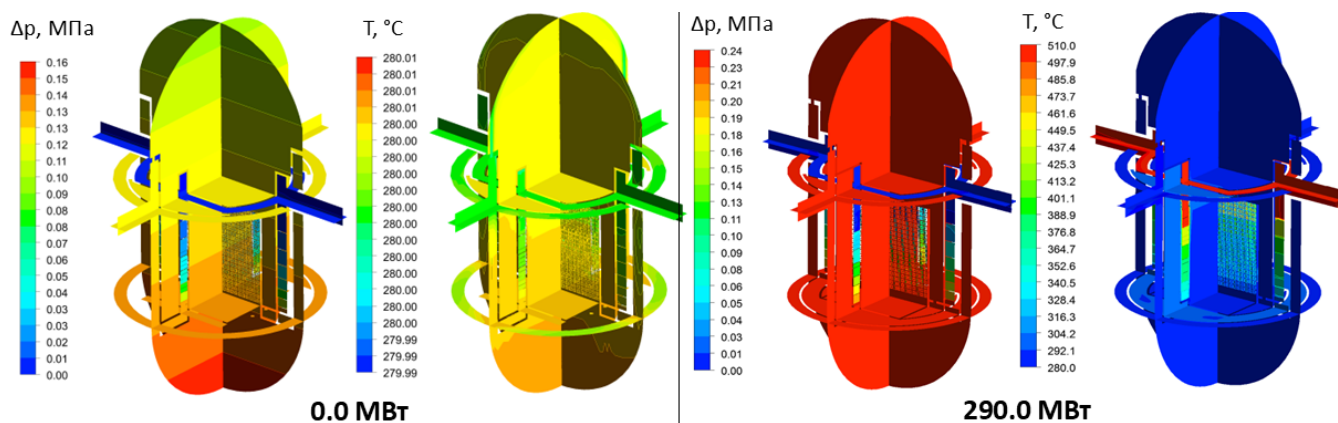


Рисунок 3.14 – Розподіл тиску і температури в початковий момент часу

Граничні умови на місці розриву (**Вхід 1**, див. Рис. 3.13) замінюються на «м'які» умови дальнього поля («Opening») з опорним тиском 0.1 МПа і температурою 100°C. Вважається, що навколишнє середовище Практика виконання подібного аналізу для докритичного реактора ВВЕР-1000 [96] показує, що навантаження, що оцінюються в цьому випадку є максимальними через відсутність запираючого тиску і більш високої середньої густини теплоносія.

Розрахунок із урахуванням енерговиділення в активній зоні все ще вимагає аналізу та тестування, особливо для двофазної постановки із псевдо-фазовим переходом. Проблема тут полягає у досить великій внутрішній енергії теплоносія, яка при різкому падінні тиску призводить до швидкого розширення середовища, що стає причиною «закупорювання» тиску і судячи з попередніх результатів тестування на двофазній постановці – до вибухоподібної поведінки фазового переходу (локальна зміна тиску при декомпресії навпаки може призводити до його росту, близько 30 МПа). Тим не менш, розрахунок з початкового стану роботи на номінальному рівні потужності (**Варіант №3**) був розглянутий як тестовий. При цьому вплив зміни густини (насамперед модератора) на

інтегральну потужність в активній зоні оцінювалося простим співвідношенням, яке в першому наближенні представлено у вигляді (3.5). Співвідношення отримані на основі параметричного аналізу нейтронно-фізичних та теплогідравлічних характеристик ТВЗ, що детально розглянуто в Розділі 2.

$$Q(t) = Q_0 \cdot 2.3^{0.0145(\rho(t) - \rho_0)} \quad (3.5a)$$

$$Q(t) = Q_0 \cdot \left(\frac{\rho(t)}{\rho_0} \right)^{0.565} \quad (3.5b)$$

Де, Q_0 та ρ_0 – початкова інтегральна теплова потужність та середня густина теплоносія по активній зоні.

Динаміку зміни тиску для обраних розрахункових варіантів показано на Рис. 3.15. Виходячи з отриманих результатів видно, що при початковому стані «гарячий зупин» (**Варіант №2**) в загальному хвиля декомпресії безперешкодно рухається до умовної границі на виході з реактора. При цьому зміна тиску в активній зоні відбувається вже тоді, коли тиск у теплоносії модератора і відбивача суттєво впав, що може стати причиною суттєвих ударних навантажень. Це в першу чергу пов'язано зі складністю (багаторівневістю) проточної частини запропонованої концепції, що, ймовірно, є її істотним недоліком у порівнянні з прямоточними реакторами надкритичного тиску. Оцінка поширення хвилі декомпресії за наявності енерговиділення (3.5a) в активній зоні (**Варіант №3**) призводить до того, що імовірно відбувається протитиск через розширення теплоносія, що в загальному випадку швидше за все буде призводити до вищих пікових навантажень. До того ж через очікувану наявність досить сильної залежності потужності від густини теплоносія, можуть спостерігатися і коливання теплогідравлічних параметрів. Важливо також відзначити і той факт, що після того, як збурення (або протитиск) досягне границі на виході з реактора, розрахунки динаміки поведінки хвилі декомпресії можуть суттєво спотворюватися у порівнянні з фізичним виходом декомпресії у контур, що вимагатиме врахування спеціальних ГУ, які можуть бути сформульовані

наприклад виходячи з попереднього системного аналізу вже з урахуванням систем безпеки.

Зусилля на обрані конструкційні елементи реактора, що розділяють потік теплоносія (перегородки між рівнями в активній зоні, трубка модератора і чохла ТВЗ) оцінювалися виходячи з повного перепаду тиску. На Рис. 3.16 наведено динаміку зміни максимального перепаду по довжині ТВЗ, а також між середовищем у ТВЗ та відбивачем й модератором.

Видно, що при врахуванні гетерогенності середовища на основі узагальненого двофазного наближення вдається врахувати наявність кризи течії, що призводить до того, що встановлюється тиск, який значно вищий за умови в місці розриву (див. Рис. 3.13). Дещо особливим є варіант з урахуванням функції енерговиділення. Видно, що для **Варіанту №3** присутні коливання параметрів, у тому числі локальне зростання тиску в ТВЗ через різке розширення теплоносія. Особливий інтерес представляє рух хвилі декомпресії при переході через псевдофазову температуру. Аналіз такого варіанту в однофазному наближенні вказує на потенційне формування умов парового вибуху у активній зоні, що імовірно призведе до порушення конструкційної цілісності чохлів ТВЗ. Проте, оцінка початкової динаміки з урахуванням енерговиділення (3.56) в гетерогенній узагальненій двофазній постановці (3.2) показав, що безпосереднього парового вибуху не відбувається, в першу чергу із-за чутливості енерговиділення на зміну густини, проте ефект «закупорки» тиску все ще наявний, що призводить до більш суттєвих силових навантажень.

В роботі [20] на основі отриманих результатів була виконана оцінка конструкційної міцності чохла ТВЗ з урахуванням пластичності матеріалу. Було встановлено, що навіть для варіантів без енерговиділення частина збірок може бути пошкоджено, що в цілому призводить до невизначеності конфігурації активної зони при подальшій її деградації.

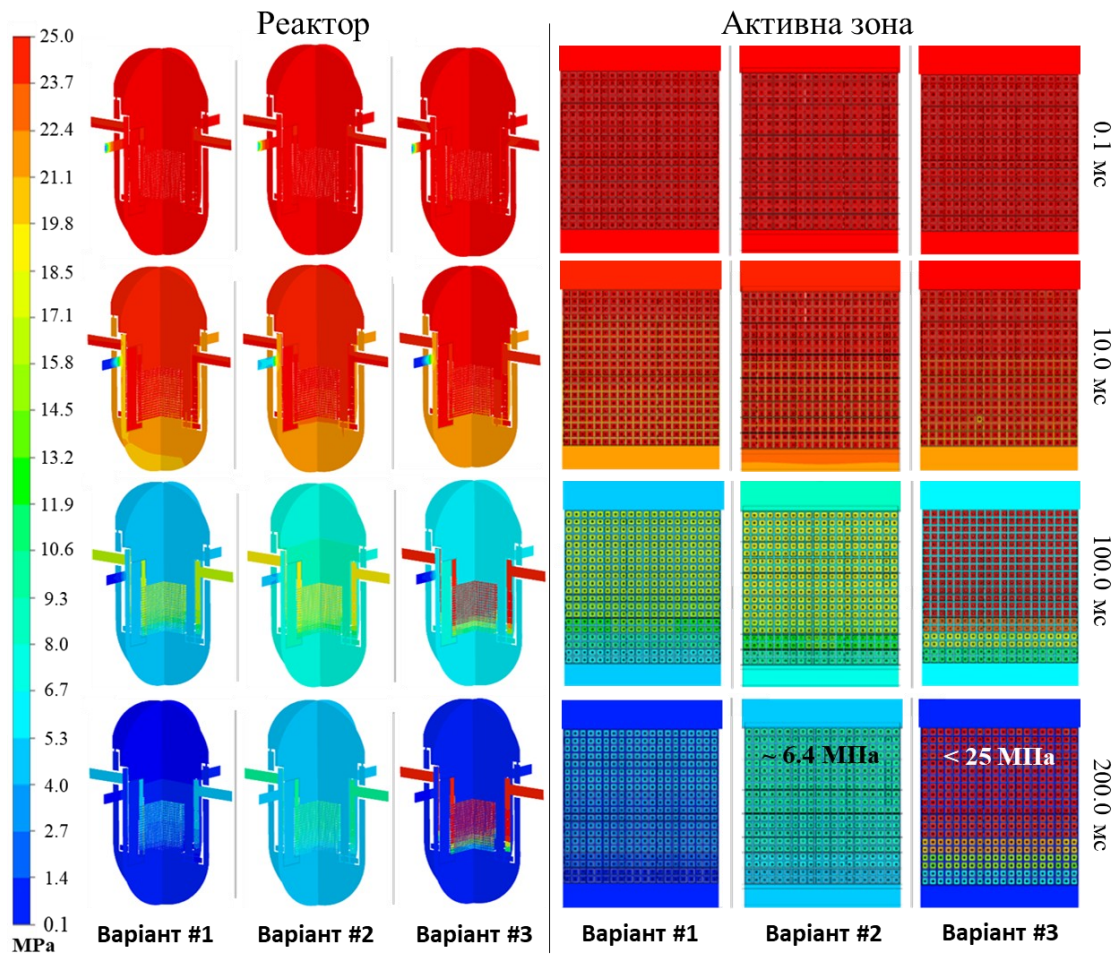


Рисунок 3.15 – Динаміка зміни поля тиску для різних розрахункових варіантів

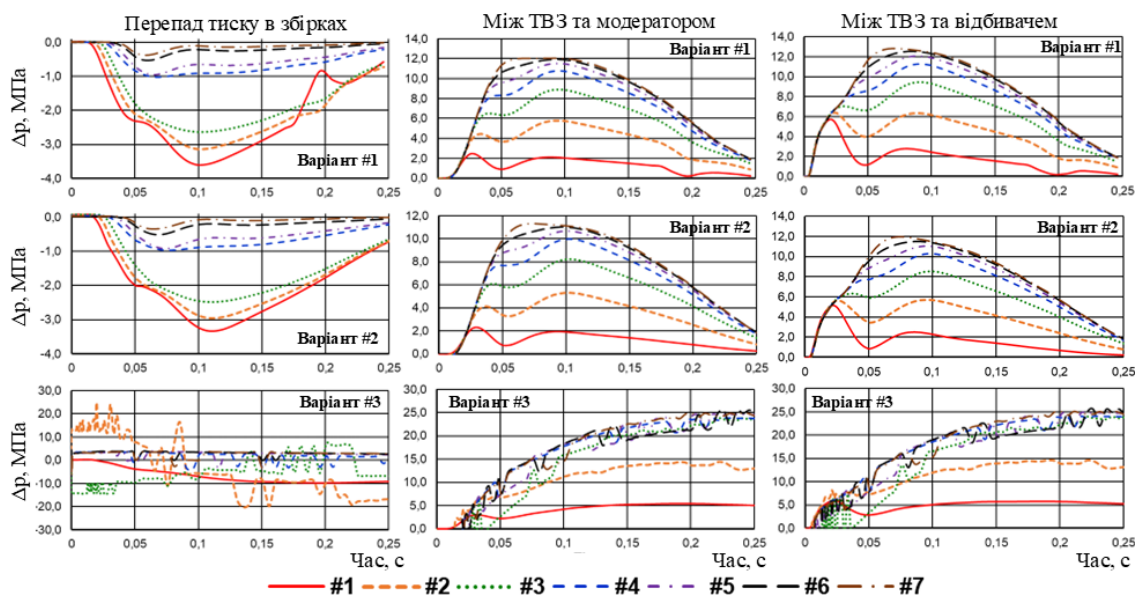


Рисунок 3.16 – Зміна повного тиску при декомпресії реактора на різних рівнях

Варто також відзначити, що розрив «гарячої» нитки реактора є менш представницьким, оскільки в такому випадку основні зусилля є стискаючими. Отже, початкова динаміка в цьому випадку все ще залишається актуальним напрямком.

3.4. Висновки за розділом

В даному розділі виконана оцінка початкової динаміки процесу декомпресії перспективного малого модульного реактора проекту ECC-SMART (потенційно максимальна проектна аварія). Аналіз поширення хвилі декомпресії базується на концепції репрезентативного CFD моделювання, яка дозволяє враховувати просторові особливості.

При цьому розрахунок процесів інтенсивності теплообміну та гідравлічного опору ґрунтується на емпіричних співвідношеннях. У першому наближенні, базуючись на припущенні справедливості гіпотези щодо псевдо-кипіння при надкритичних параметрах, була адаптована двофазна нерівноважна постановка. На основі питомої величини роботи сил розширення оцінено величину теплоти пароутворення при псевдо-кипінні. Отримані співвідношення імплементовані в ANSYS CFX18. Через те, що нерівноважний терм, що характеризує інтенсивність фазового переходу, реалізований окремими функціями, у розрахунках залишилася можливість використовувати стандартну бібліотеку IAPWS-IF97 (з певною модифікацією для теплового балансу).

Далі, було виконано тестування на основі класичного тесту Едвардса, де було показано, що декомпресія надкритичного стану розраховується без особливих проблем та дозволяє врахувати наявність кризи течії з деякими фізичним обмеженнями із-за невизначеності в околі критичного тиску для води. На основі референтної конструкції реактора було побудовано розрахункову модель проточної частини з урахуванням інтерфейсної передачі теплової енергії через метал.

Виконана оцінка початкової динаміки великої течії при розриві холодної петлі, тривалістю 0.25 секунд, як для однофазної так і двофазної постановки для

двох початкових станів «гарячий зупин» та «робота на номінальному рівні потужності». Розглядається розрив холодної петлі. Режим з енерговиділенням в активній зоні менш конвергентні в першу чергу через суттєве прискорення потоку, що визначається температурним розширенням теплоносія при різкому падінні тиску.

Здатність прогнозувати режими декомпресії з ненульовою функцією енерговиділення все ще потребують тестування та аналізу. «Ударні» навантаження, що можуть виникати під час декомпресії імовірно призводять до втрати несучої здатності перспективної активної зони, що вносить певні невизначеності при подальшому аналізі деградації.

Таким чином, вже класична умова максимальної проектної аварії (МПА) для корпусних реакторів типу PWR/VVER на докритичних параметрах ТН, може бути нездоланною вихідною подією, що призводить до апріорної втрати цілісності фізичних бар'єрів безпеки, оскільки руйнування АкЗ відбуватиметься в перші секунди перехідного процесу, та переводити аварійну послідовність у запроектний стан. Така особливість пов'язана в першу чергу з розгалуженістю проточної частини, сумарний тракт підігріву якої складає більше ніж 14 м. (наприклад характерною довжиною реакторів II-III+ поколінь складає 3.5-4.5 м.). Тобто реалізується суттєва локальна нерівномірність поля тиску.

Отримані результати, а саме невизначеність є основною позитивною запорукою виконання подальших оцінок деградації активної зони, що детально розглянуто в наступному розділі.

РОЗДІЛ 4. ОЦІНКА ДЕГРАДАЦІЇ АКТИВНОЇ ЗОНИ ТА УМОВ У НКЗ

Узагальнюючи специфіку питань, що розглянуті в попередніх розділах можна констатувати наступне, дещо розширивши певні аспекти. Використання теплоносія з надкритичними параметрами має суттєві переваги у порівнянні з іншими концептами реакторних установок IV покоління [108]. По-перше суттєве зменшення витрати теплоносія через реактор за рахунок використання псевдофазового переходу, при якому температура теплоносія практично не змінюється при підводі теплової енергії [109]. З конструкторської точки зору це означає суттєве зменшення металоємності РУ в першу чергу за рахунок насосів та теплообмінного обладнання. По друге, суттєве підвищення середньої температури теплоносія ($\sim 400\text{--}450\text{ }^{\circ}\text{C}$) призводить до більш ефективного виробництва електроенергії [110].

Специфіка надкритичного стану, яка полягає у суттєвому зниженні сповільнюючих властивостей середовища потребує часткового розділення потоку у ТВЗ, тобто фактично утворення системи паралельних каналів [111] (параметрично це показано в Розділі 2). Для поліпшення умов витоку нейтронів за умовні межі ТВЗ, доцільним є використання так званих чохлових ТВЗ, що також сприяє і кращому сповільненню нейтронів.

Незважаючи на накопичений досвід реакторів PWR та BWR та притаманний прагматизм атомної енергетики, вертикальне розташування твел не є оптимальним вибором. З точки зору обґрунтування нейтронно-фізичної надійності такого рішення суттєвих проблем не виникає [112] і шляхом оптимізації геометричного перерізу ТВЗ вдається отримати компромісні параметри по початковому збагаченню, нерівномірності енерговиділення та глибинні вигорання палива [113]. Система рівнів в активній зоні, а також часткове змішування теплоносія сприяє вирівнюванню потоку та за задумкою розробників сприяє зниженню факторів розвитку критичних теплофізичних феноменів.

Такі конструкційні рішення призводять до суттєвого ускладнення проточної частини реактора, що стає критичним з точки зору динамічних

навантажень. Наприклад для реакторів ВВЕР-1000 початкова динаміка декомпресії при максимальній проектній аварії [91,96] не призводить до руйнуванню ТВЗ та внутрішньокорпусних пристроїв. Аналогічні оцінки (гільйотинний розрив холодної нитки) для ECC-SMART розглянуто у Розділі 3 та в роботі [20] показують наявність критичних навантажень в першу секунду процесу декомпресії на чохли ТВЗ, що імовірно призведе до руйнуванню геометрії активної зони (навантаження на елементи ВКУ перевищує 1000 МПа [20]). З точки зору розвитку водо-водяних реакторів виникає нетипова ситуація, коли вихідна подія «Гільйотинний розрив трубопроводу контуру циркуляції ТН повним перерізом» є непереборною для наступного покоління на відміну від попереднього.

Перш ніж виокремлювати критичні складові концепції логічним є оцінка запасу цілісності корпусу реактора з точки зору температурного руйнування під час перебігу важкої аварії. Нетиповим для такого роду оцінок є два ключові фактори: надкритичний початковий стан теплоносія, та горизонтальне розташування тепловиділяючих збірок.

Складність тут полягає у застосуванні спеціалізованого інструментарію MELCOR, ATHLET-CD [114] або ж RELAP5/SCDAP. Кожен з них має свої особливості, які пов'язані або з можливістю прогнозування декомпресії із надкритичного стану, або мають геометричні обмеження (лише вертикальне розташування ТВЗ). При існуючому різноманітті кодів ВА особливості просторового представлення внутрішніх пристроїв та АкЗ реактора з горизонтальним розташуванням ТВЗ враховуються лише на основі МААР [115], що має модифікацію для канадських важководних реакторів CANDU.

Виходячи з опису Sandia National Laboratories [116], певні можливості для представлення горизонтальних паливних каналів також надає сімейство кодів MELCOR, проте аналіз як користувацьких функцій, так і документації більш сучасних версій [117-118] показав, що такі можливості не є програмно реалізованими.

Таким чином, оцінка протікання внутрішньокорпусної стадії важкої аварії надкритичного реактора потребує нестандартних підходів, для того щоб задіяти існуючі інструменти та інженерний досвід їх застосування.

4.1. Принцип послідовного еквівалентного наближення

Оцінка параметрів деградації активної зони під час важкої аварії, яка буде виконана в горизонтальному наближенні є досить нетиповою, так як більшість проектів РУ передбачають вертикальне розташування паливних каналів у АкЗ. Оскільки спеціалізовані коди мають досить жорстку абстрактизацію процесів як по геометричній конфігурації, так і по емпіричній інформації, пряме їх застосування обмежено, у порівнянні з універсальними кодами розрахункової гідродинаміки.

Також особливостями є і наявність початкового надкритичного стану, причому певним чином розподіленому по об'єму активної зони (див. Рис. 3.14), оскільки на вході температура теплоносія є докритичною (280 °C), а на виході надкритичною (~500 °C). Опорний тиск при цьому рівний 25 МПа.

Попередній аналіз безпосереднього впливу на феноменологічну послідовність важкої аварії для водо-водяного реактору надкритичних параметрів з горизонтальним розташуванням тепловиділяючих елементів, показав, що принципові особливості у порівнянні з докритичним реактором відсутні. Це дозволяє певною мірою спростити аналіз шляхом введення послідовних кроків, результати кожного з яких, є вхідним набором (початковим станом) для наступного.

Таким чином, принципову схему аналізу (основною метою якої є спрощення та гармонізація підходів з різними типами кодів) наведено на Рис. 4.1.

Фактично на першому етапі (**Етап 1**) розглядається декомпресія (Розділ 3) і оцінюються ударні навантаження на конструктивні елементи активної зони, що дозволяє сформулювати початковий стан для наступного етапу (**Етап 2**), який вже є докритичним і може застосовуватися у коді MELCOR. До того ж, вдається встановити чи зберігається проектна геометрія, тобто чи не відбуваються під час

початкової динаміки критичні руйнування та імовірна зміна конфігурації проточної частини. Всі оцінки сформульовано в тривимірній постановці з урахуванням особливостей проточної частини [20,79].



Рисунок 4.1 – Принципова схема аналізу внутрішньокорпусної стадії важкої аварії реактора з надкритичними параметрами теплоносія

Отже, на другому етапі (**Етап 2**, предмет даного розділу) виконується оцінка параметрів (матеріальних і теплофізичних) басейну розплаву, що може буде вхідним набором даних для виконання дослідження поведінки розплаву та металу корпусу реактора спеціалізованим інструментом.

Варто зауважити, що загальний оперативний запас часу до потенційної відмови складається з характерної тривалості в кожному із етапів. З точки зору інтегральної тривалості, перехідний режим **Етап 1** можна не враховувати, оскільки характерний час початкової динаміки не перевищує 10 секунд, а усталення параметрів, які спостерігаються в проточній частині визначаються кризою течії і є близькими до параметрів насичення при температурі входу (якщо розглядається розрив холодної частини циркуляційної петлі) [31].

4.2. Еквівалентна модель горизонтальної активної зони

Однією із визначальних особливостей є те, що нижня камера змішування концепту SCW-SMR є подібною до реакторів типу PWR з однією принциповою відмінністю. В нижній камері змішування концепту ECC-SMART відсутні опорні структури, тобто питома величина маси сталі на геометричну одиницю об'єму камери змішування є значно меншою, що з точки зору тепловмісту (а отже і фронту дії на корпус) визначає складову часового запасу.

Еквівалентне представлення розрахунковим кодом MELCOR реальної внутрішньої області моделювання АкЗ базується на концепції осесиметричного циліндра з індивідуальними характеристиками, балансовими співвідношеннями та предикатними умовами для кожної елементарної чарунки.

Умовна дискретизація на елементарні контрольні об'єми (чарунки) відбувається шляхом поділу на концентричні радіальні кільця та осьові рівні по висоті. Таким чином, з точки зору розвитку важкої аварії при постульованому стані осушеної активної зони, оцінка базується на еквівалентному наближенні розподілу маси. реактору SCW-SMR подібна до типової конструкції реактора PWR.

Розбиття у радіальному напрямку обрано максимально можливим (9 умовних кілець), а для врахування конструкції чохлових ТВЗ використовується варіант реактора типу BWR. Отже, внутрішній об'єм корпусу реактора SCW-SMR, включаючи верхню та нижню частину, активну зону, периферійна область опускної ланки, розділена на 30 осьових сегментів по висоті і на 9 кілець в радіальному напрямку. Перші 8 кілець призначені для активної зони реактора. Внутрішні бічні панелі активної зони, а також інші зовнішні сталеві конструкції та елементи визначаються граничними тепловими структурами.

Схема нодалізації об'ємного простору активної зони, включеного в область моделювання, представлена на Рис. 4.2. Об'єм нижньої камери змішування представлений першими п'ятьма осьовими сегментами. Останній складається з фіктивної нижньої опорної «сітки» активної зони реактора в частині великого квадратного отвору для перетікання теплоносія в міжчохловий простір.

Активна зона реактора, виконана з системи паралельних горизонтальних паливних збірок, рівномірно розділена на 20 рівнів (з 6-го по 25-й). Висота одного рівня прийнята 0.1 м для геометричної відповідності одній тепловиділяючій збірці.

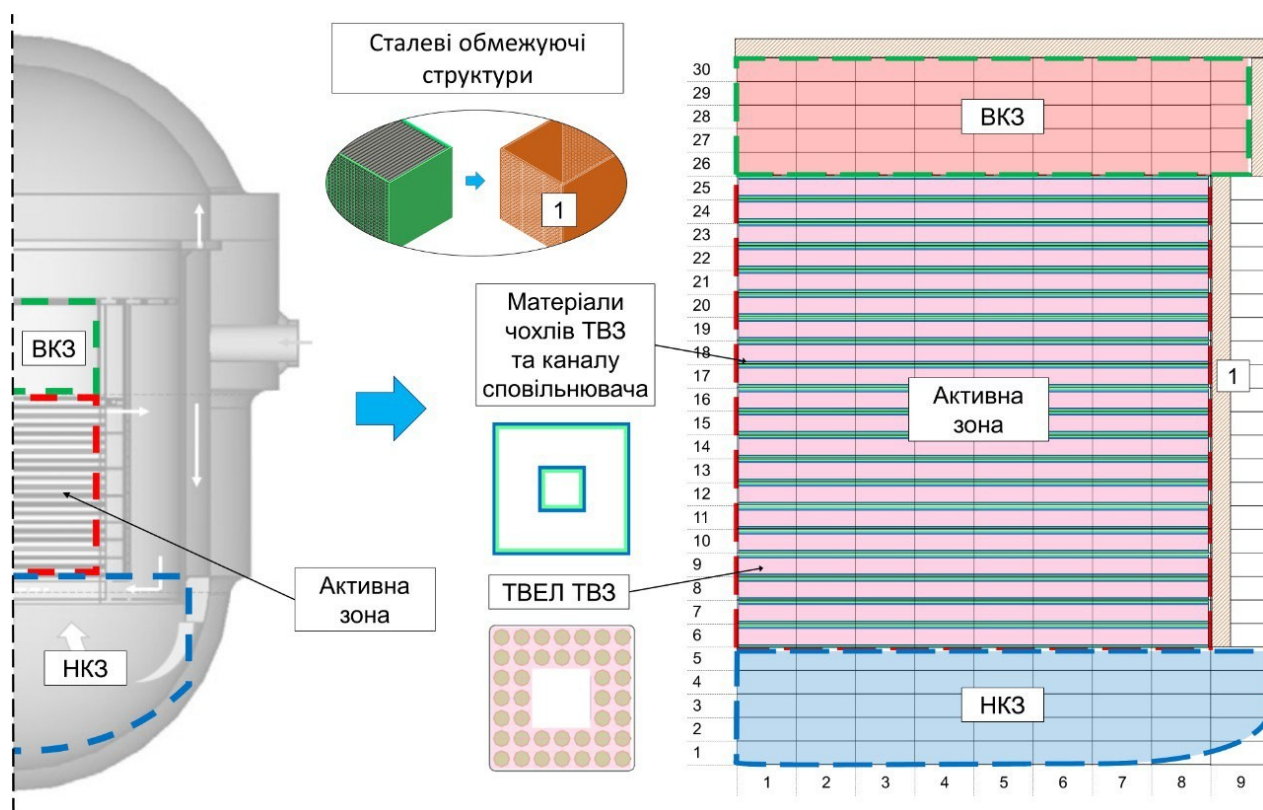


Рисунок 4.2 – Нодалізація активної зони SCW SMR для коду MELCOR

Об'єм верхньої камери змішування розподіляється в останніх 5 рівнях. Від центру до периферії активна зона поділена таким чином, що в радіальних кільцях масові характеристики конструктивних елементів палива, матеріалів оболонок і боксів ТВЗ розподілені рівномірно (Рис. 4.3).

Для того, щоб врахувати утримуючу здатність чохлів ТВЗ, тобто обмежити рух розплаву в осьовому напрямку, їх маса врахована конструктивним елементом типу «SS». Також, з інженерної точки зору, простір квадратного отвору на 5-му осьовому рівні містить масу фіктивної «опорної решітки». Це дозволяє уникнути передчасного переміщення розплавлених матеріалів з верхніх осьових рівнів в нижню камеру змішування, хоча в загальному випадку такий підхід є одним із параметричних факторів, який визначає «ранній» контакт розплаву з корпусом реактора.



Рисунок 4.3 – Загальний підхід до розподілу маси основних структурних компонент

У розрахунковому коді MELCOR джерело теплової енергії формується як сума потужності поділу і залишкового енерговиділення, спричиненого теплом розпаду. В даному випадку було задано лише першу складову при роботі на 100% потужності, що відповідає значенню 290 МВт. Функція тепловиділення в першому наближенні приймається рівномірною по всій активній зоні, яка враховує як залишкові енерговиділення, так і реакції окиснення.

Що стосується внутрішніх можливостей коду прогнозувати відмову корпусу, то в цілому метод, якій застосовується є дещо спрощеним у порівнянні з просторовими оцінками, які враховують температурну повзучість та безпосереднє плавлення корпусної сталі. Так, код дозволяє визначати відмову днища корпусу в залежності від індивідуальної оцінки одного з наступних чотирьох критеріїв:

- Температура направляючих каналів у еліптичному днищі (канали органів регулювання) досягає певної величини (така відмова характерна для реакторів типу BWR). В даному випадку такий критерій не застосовується.
- Встановлення функції логічного типу, управління відмовою (опціонально не встановлено).
- Руйнування в наслідок зростання надлишкового тиску більш ніж 20 МПа (одна із причин чому неможливо виконати оцінку при надкритичних параметрах).

– Силове навантаження в умовах досягнення стану текучості матеріалу (погіршення механічних властивостей при підвищених температурах).

Оцінка останнього критерію базується на температурному перепаді по товщині металу корпусу з урахуванням повзучості на основі параметра Ларсона-Міллера, P_{LM} та критерій цілісності. Ефективний перепад тиску - це сума фактичного перепаду тиску між НКЗ і бетонною шахтою реактора і тиском, викликаним вагою будь-якого твердого фрагменту, що спирається на внутрішню поверхню днища корпусу (фактично повний гідростатичний тиск). Одновимірною моделлю оцінки механічної та теплової деформації, в кожному шарі розрахункової сітки товщі металу, додатково може бути застосована. Модель відмови на основі повзучості Ларсона-Міллера [119] оцінює час до розриву від початку навантаження, t_R , у секундах, як (4.1):

$$t_R = 10^{\left(\frac{P_{LM}}{T} - C1\right)}; P_{LM} = C2 - C3 \times \log_{10} \sigma_e \quad (4.1)$$

де P_{LM} визначається як: $P_{LM} = C2 - C3 \times \log_{10} \sigma_e$, σ_e - ефективне напруження, Па; $(C1, C2, C3)$ це $(-7.042; 4.812 \times 10^4; -4.725 \times 10^3)$ відповідно, як константи для сталі типу SA533B1 [120]. Критерій цілісності оцінюється при цьому на основі інтегральної величини пластичної деформації (4.2):

$$\varepsilon_{pl} = (t + \Delta t) = \varepsilon_{pl}(t) + C4 \cdot \frac{\Delta t}{t_R} \quad (4.2)$$

де константа $C4 = 0.18$ дозволяє враховувати, що руйнування відбувається тоді, коли деформація досягає 18%.

Вищезазначені критерії використовувалися в якості попередньої оцінки відмови корпусу реактора.

4.3. Аналіз формування басейну розплаву в нижній камері змішування

Як зазначалося вище, в якості вихідної події аварії постулюється розрив повного діаметру трубопроводу контуру циркуляції зі сторони вхідного патрубку, що визначає швидку декомпресію та виникнення ударних навантажень на внутрішньокорпусні пристрої реактору, в тому числі і на елементи активної зони

(детально див. Розділ 3). Напруження, які виникають в цьому випадку [21] можуть призвести до часткової втрати несучої здатності чохла ТВЗ.

Початковий термодинамічний стан середовища у корпусі реактора для аналізу ранньої внутрішньокорпусної стадії важкої аварії приймається за результатами отриманими у Розділі 3, які наведені в Табл. 4.1.

Таблиця 4.1 – Початкові умови для прийнятих базових режимів

Параметр	Режим №1	Режим №2	Режим №3	Режим №4
Початкова залишкова потужність	18.6 МВт	18.6 МВт	18.6 МВт	18.6 МВт
Тиск у реакторі	6.4 МПа	6.4 МПа	6.4 МПа	6.4 МПа
Температура теплоносія	280°C	280°C	280°C	280°C
Рівень теплоносія у НКЗ	-	-	2.8 м	2.8 м
Температура води підреакторного простору	-	90 °C	-	90 °C
Тиск підреакторного простору	0.1 МПа	0.1 МПа	0.1 МПа	0.1 МПа
Рівень у підреакторному просторі	-	3 м	-	3 м

З метою оцінки запасу по часу для формування квазістаціонарних параметрів басейну розплаву, вплив систем безпеки (аварійне охолодження АкЗ) не враховується. Номінальна теплова потужність приймається на рівні 290 МВт, розрахунок відбувається з урахуванням зміщення в 10 секунд відносно початку аварії. Оцінка стану розплаву, що утворюється в активній зоні реактора та переміщується у нижню камеру змішування, оцінена для наступних початкових станів:

- **Режим №1:** осушена область НКЗ, без затоплення бетонної шахти реактора.
- **Режим №2:** осушена область НКЗ, із затопленням бетонної шахти реактора з підтримкою рівня.
- **Режим №3:** заповнена область НКЗ, без затоплення бетонної шахти реактора.
- **Режим №4:** заповнена область НКЗ, із затопленням бетонної шахти реактора з підтримкою рівня.

Під осушеною областю НКЗ розуміється стан, коли кількість теплоносія мінімальна, а проточна частина заповнена паром. Заповненою вважається та, в якій наявна більша частина теплоносія в рідкій фазі на лінії насичення в об'ємі корпусу реактора на момент початкової динаміки (короткочасне усталення параметрів стану із-за кризи течії).

Такі режими обрані із-за конструктивної особливості особливості концепції SCW-SMR, яка визначає складну гідравлічну схему проточної частини активної зони, що з урахуванням можливостей коду MELCOR 1.8.6 [121] робить дещо невизначеною динаміку деградації та утворення басейну розплаву. З точки зору зовнішніх граничних умов приймається, що бетонна шахта реактора затоплена на нульовий момент розрахункового часу (**Етап 2**) до рівня 3 м й надалі підтримується (Рис. 4.4).

Додатково до розрахункових варіантів **Режим №1** та **Режим №4** виконується параметричний аналіз впливу «наповненості» стальними конструктивним елементами нижньої камери змішування (аналог опорних стаканів в PWR).

Режим №1 та **Режим №4** обрані як такі, що відповідають мініимальному та максимальному часу, в якій відбувається вихід на квазі-стабілізовані параметри басейну розплаву, при практично повній деградації активної зони. Розглядаються випадки, коли в нижній камері змішуванні присутні конструкційні елементи, інтегральна маса яких складає 15 та 40 тон, при цьому розподіл вважається рівномірним по всьому об'єму.

Також варто зауважити, що в активній зоні не враховуються матеріали, які пов'язані з органами регулювання, оскільки тип та їх конструкція знаходиться в стадії розробки.

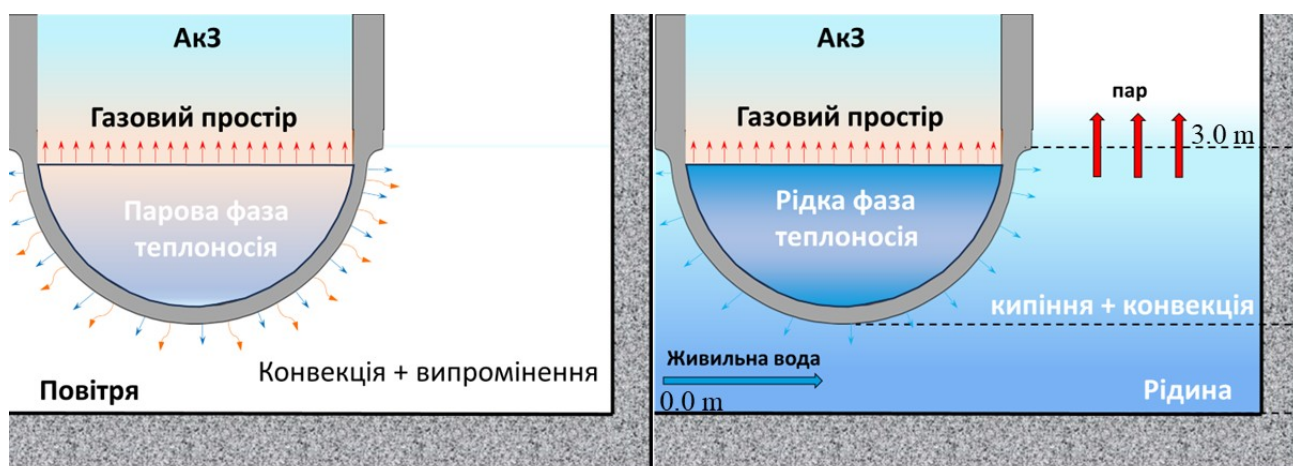


Рисунок 4.4 – Схематизація початкового стану з точки зору НКЗ та корпусу реактора (газ-газ, рідина-рідина)

Фактично, обрані параметричні режими (№1÷№4) базових розрахункових сценаріїв, допомагають врахувати важливі фізичні явища, що відбуваються під час пізньої фази внутрішньокорпусної стадії ВА:

- розповсюдження і формування локального басейну в у НКЗ;
- його різке охолодження під час занурення в середовище НКЗ;
- конвекція та теплообмін у басейну НКЗ.

Запропонований підхід дозволяє отримати розрахункову масову характеристику розплаву в корпусі реактора, реперні температури і часову характеристику, яка може бути корисна для протиаварійної процедури «з» і «без» дії, щодо затоплення бетонної шахти реактора.

4.3.1 Базові представницькі режими

Всі обрані сценарії за відсутності подачі охолоджуючої води в корпус реактора прогнозовано призведуть до пошкодження активної зони, її деградації та утворення рідкого басейну розплаву в АкЗ, його поступове переміщення в нижню частину корпусу реактора, що неминуче завершиться нагріванням і подальшим розплавленням металу корпусу реактора, а також його потенційно швидким розривом.

Одночасне різке википання і незворотна втрата теплоносія у течу, призводить до швидкого падіння рівня активної зони і її раннього висихання (все це відбувається ще на етапі **Режиму №1**). Досить високий рівень залишкового енерговиділення на початковому етапі аварійного процесу, визначає нагрів і подальший перегрів палива. На фоні зростання температури оболонок твелів, інтенсифікується екзотермічна реакція окислення, що прискорює процеси деградації АкЗ та початок її плавлення.

З цього моменту набір розрахункових сценаріїв можна розділити на дві підгрупи в залежності від наявності рідкої фази в реакторі. Для розрахункових сценаріїв, с залитою НКЗ, початкова послідовність деградації АкЗ реактора подібна до першої, але наявність води в рідкій фазі суттєво впливає на кількісну та часову характеристику пізньої фази. Внесок у загальне енерговиділення екзотермічних реакцій окиснення зростає майже вдвічі (Рис.4.5). Збільшується частка цирконію, що прореагувала, і частка рідкої фази цього металу в металевій ванні. Це призводить до генерації більшої кількості водню в об'ємі деградованої активної зони та середньо ентальпійного збільшення температури газового середовища.

Слід зазначити, що маси радіонуклідного складу палива, а також відповідні функції залишкового енерговиділення за їх класами у вхідних даних не задаються - це є внутрішніми результатами, які формує розрахунковий код. Також, із-за особливості конструкції АкЗ - горизонтальне розташування паливних каналів і наявність чохлів, накладається певна «логічна умова» для потенційного руху рідкого металу і фрагментів, що не розплавилися. Рух аксіально донизу «дозволяється» лише тоді, коли у розрахунковій комірці 90% маси матеріалів чохлу ТВЗ та каналу сповільнювача розплавлені.

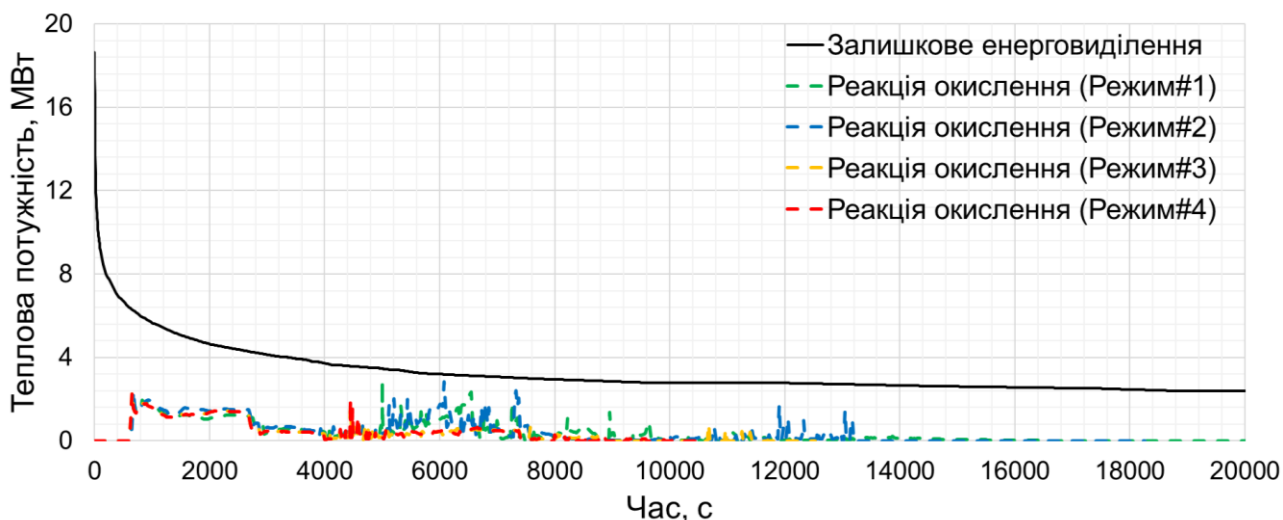


Рисунок 4.5 – Потужність джерел теплової енергії в активній зоні

Варто відзначити наступне. Фізична модель «свічкоподібного натіку» яка імплементована в коді, насамперед для врахування низхідного потоку розплавленого матеріалу, не активується. Це пов'язано з відсутністю референтного представлення перебігу процесу при наявності каскаду горизонтальних поверхонь. Моделі евтектичних переходів також не активовані, оскільки це потребує більш «тонкого» аналізу з точки зору індивідуальних матеріалів.

На Рис. 4.6 наведені основні результати для 4 базових варіантів з яких видно, що наявність рідкої фази теплоносія в НКЗ, а також інтенсифікація теплообміну із зовнішньої поверхні стінки корпусу реактора шляхом затоплення бетонної шахти суттєво збільшують тривалість виходу на квазі-стабілізовані параметри басейну розплаву у нижній камері. Представлена спрощена картина деградації АкЗ (процес формування розплаву і його переміщення в НКЗ) вказує на те, що в усіх випадках не спостерігається формування стаціонарної стратифікаційної картини до моменту виконання умов на відмову днища корпусу ЯР під механічним навантаженням (прості одновимірні оцінки).

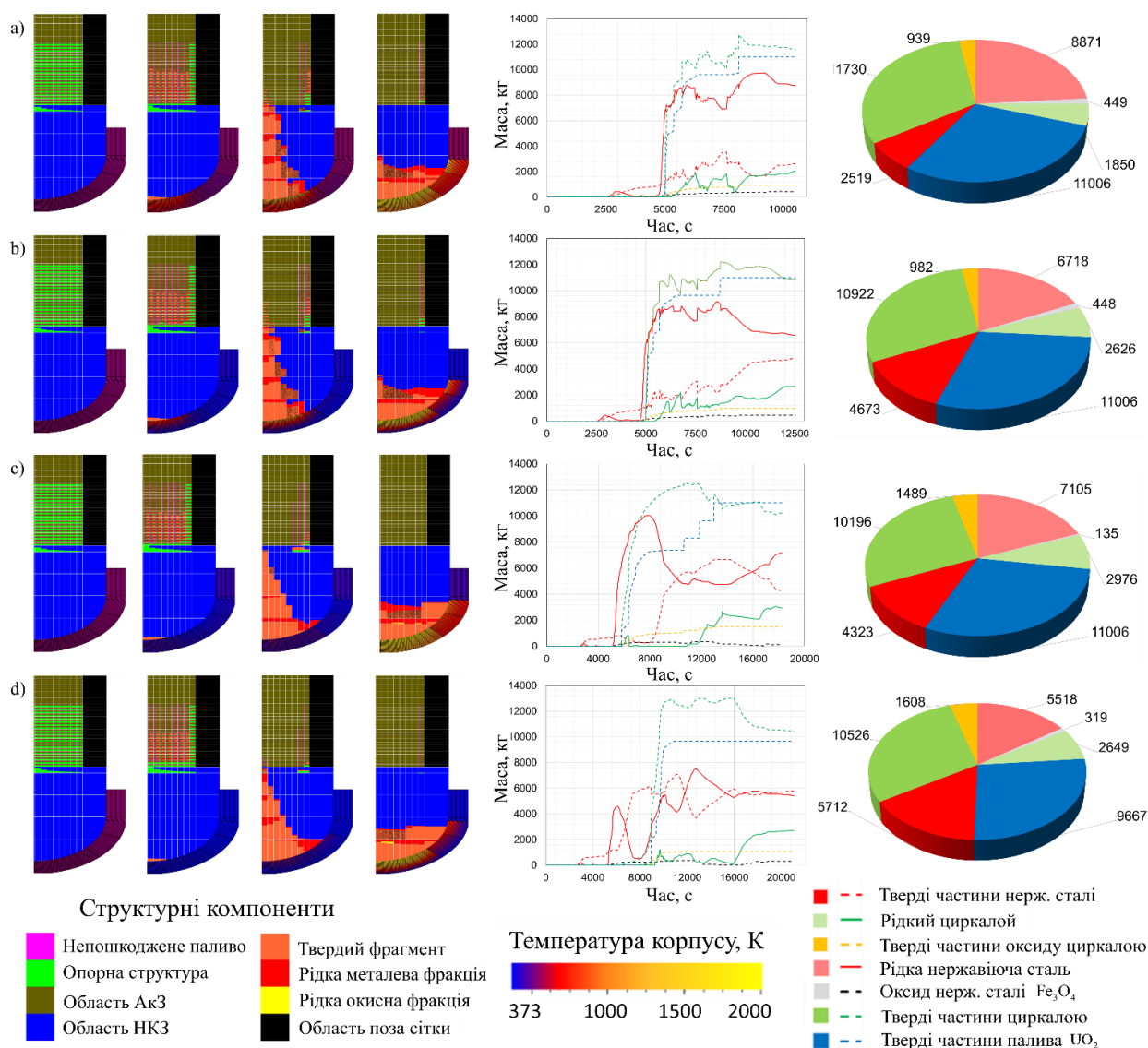


Рисунок 4.6 – Основні результати формування басейну розплаву (Режими а – №1, b – №2, c - №3, d – №4)

Тут варто зауважити наступне. В цілому методи, які застосовуються кодом MELCOR 1.8.6 для оцінки відмови корпусу реактора є дещо спрощеними у порівнянні з просторовими оцінками, які враховують температурну повзучість та безпосереднє плавлення корпусної сталі. Також важливу роль відіграє і «якість» кореляцій зовнішнього теплообміну при кипінні середовища затопленої шахти. Таким чином, на безпосередню відмову корпусу реактора в даній роботі увагу не акцентується, проте час формування умов для потенційної втрати цілісності важливого бар'єру безпеки є корисним першим наближенням.

Параметри квазістаціонарного теплофізичного стану басейну розплаву в нижній частині камери змішування, наведені в Табл. 4.2.

Таблиця 4.2 – Квазістаціонарний теплофізичний стан басейну розплаву в НКЗ

Параметр / Режим	#1	#2	#3	#4
Загальна маса матеріалів у НКЗ	37363 кг	37375 кг	37230 кг	35459 кг
Температура окисної фракції розплаву	2400 К	2400 К	2100 К	2500 К
Температура металічної фракції розплаву	2100 К	2250 К	2100 К	2140 К
КТВ зовнішньої поверхні корпусу	10 Вт/(м ² ·К)	~20000 Вт/(м ² ·К)	10 Вт/(м ² ·К)	~20000 Вт/(м ² ·К)
Доля окисленого цирконію	6.5 %	6.8 %	10.4 %	11.3 %
Температура газу АкЗ ¹	1200 К	1200 К	1700 К	1700 К
Температура середовища шахти ¹	726 К	373 К	738 К	373 К
Час відмови корпусу ²	10523 с	12527 с	18258 с	21083 с
Відносний оперативний запас ³	-	+0.5 г	+2.1 г	+3.0 г
1 – у референтний момент часу; 2 – механічна 1D модель MELCOR, обчислює термічну та пластичну деформацію; 3 – відносно Режиму 1.				

4.3.2 Режими параметричного аналізу

На Рис. 4.7 показані результати параметричної оцінки стану коріуму при збільшенні середньої долі конструкційних елементів в НКЗ, інтегральна маса яких складає 15 та 40 тон. Очікувано, що середній час формування басейну розплаву (також попередня оцінка часу відмови корпусу) збільшується із-за необхідності втрати частини енергії на розігрів та плавлення додаткової кількості сталі. В цілому, у випадку «сухої» НКЗ, залишкове енерговиділення значною мірою іде на плавлення сталі, а для «мокрої» утворена конфігурація дозволяє значно відтермінувати час відмови корпусу.

Отримані результати дозволяють сформувати низку параметричних початкових станів для детального розгляду пізньої фази важкої аварії з акцентом на аналіз особливостей деградації корпусу реактора в залежності від зовнішніх умов охолодження.

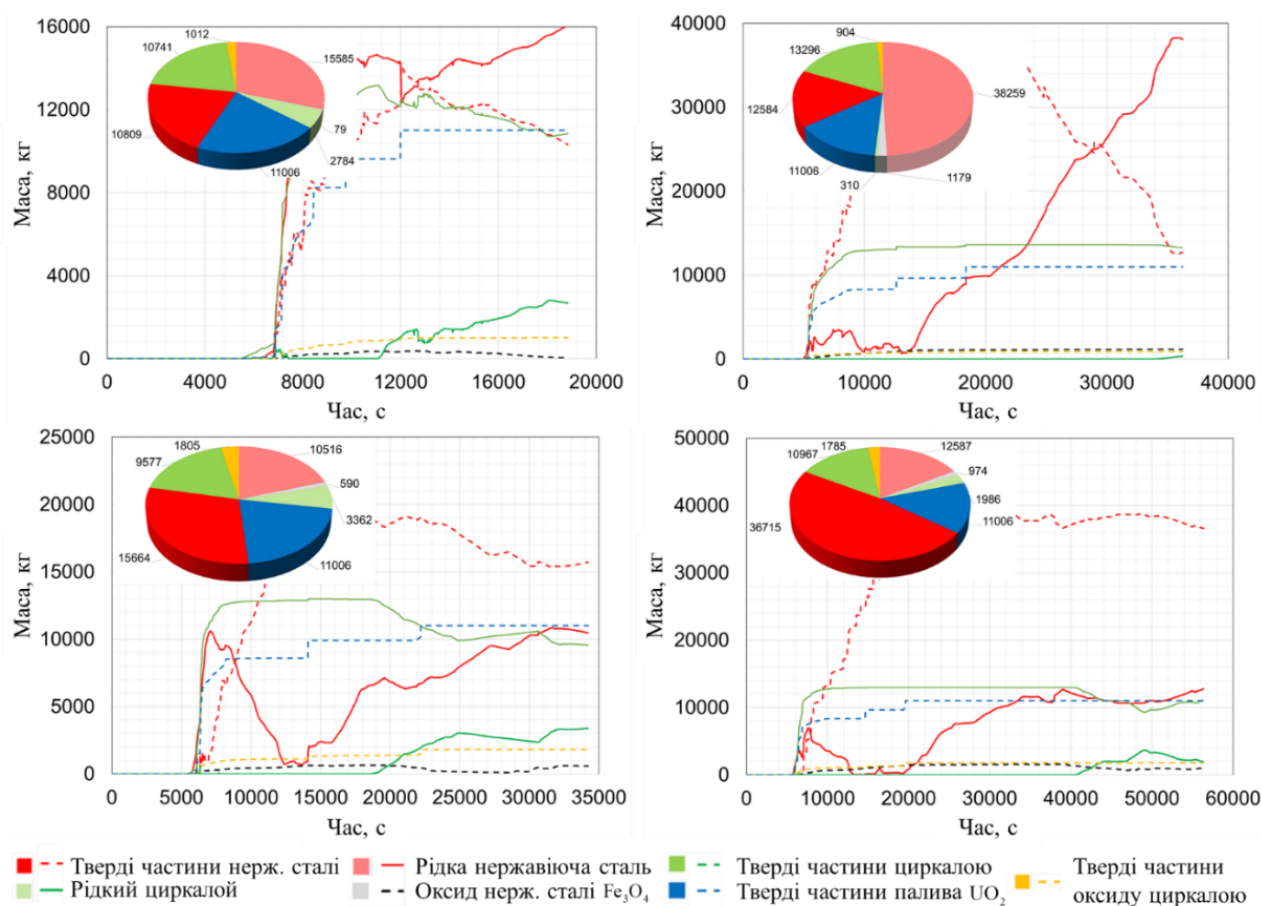


Рисунок 4.7– Основні результати формування басейну розплаву у НКЗ при параметричній зміні гомогенізованої маси сталі в НКЗ

На основі сукупності всіх умовних етапів оцінок в майбутньому можна зробити висновок щодо застосовності тієї чи іншої концепції управління важкою аварією (використання пасивних систем зовнішнього затоплення, або ж використання лопушок розплаву).

З точки зору оцінки чутливості, важливим також є і остаточне узгодження маси матеріалів безпосередньо в активній зоні. Справа в тому, що органи регулювання та компенсуючі конструкції все ще не узгодженні на необхідному рівні (в прекоцептуальному проекті такі аспекти розглянуті лише поверхнево). Тому досить корисним є також врахувати вплив збільшення маси металу безпосередньо в активній зоні на параметри формування коріуму в нижній камері змішування.

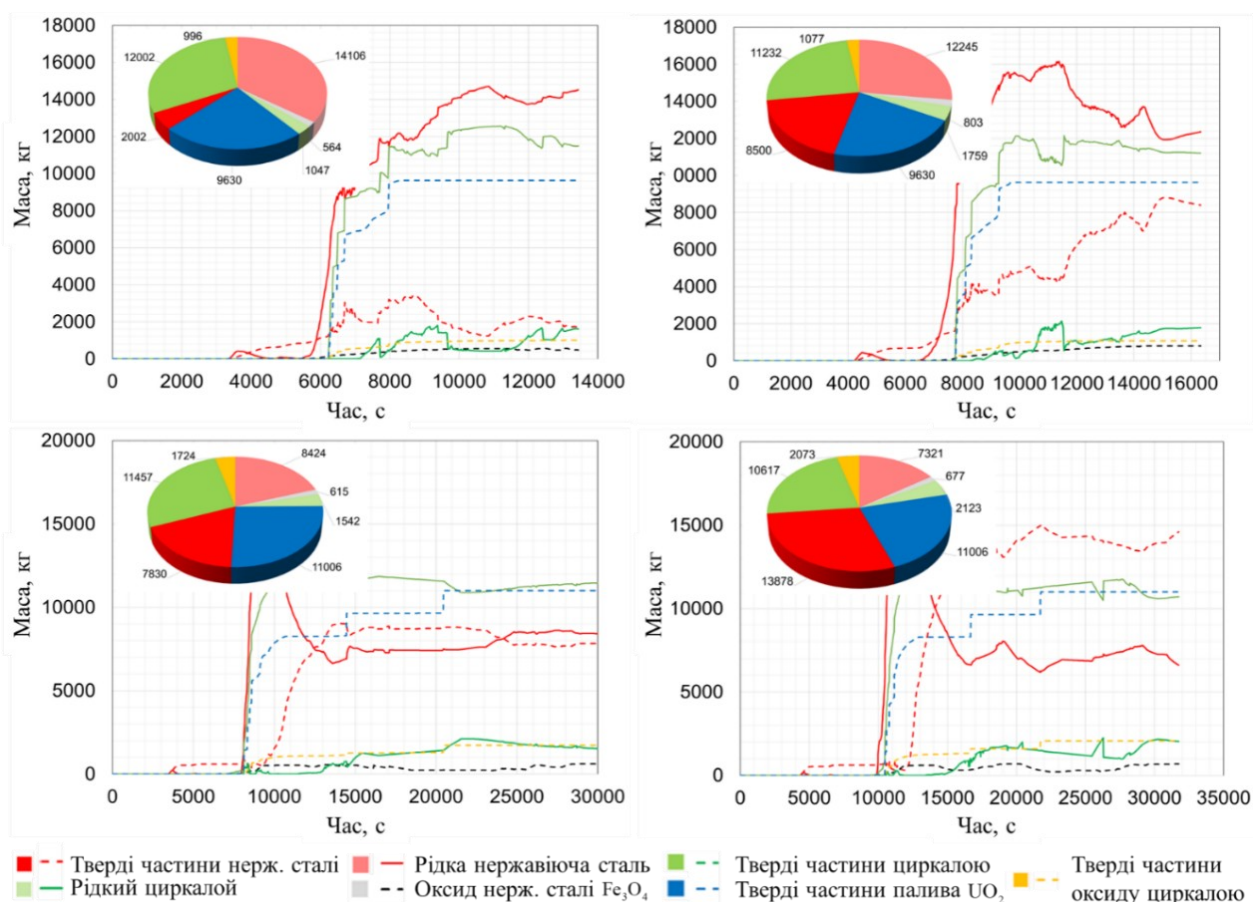
Референтними для даного аналізу приймаються базовий **Режим №1** та **Режим №4**. Вони обрані як такі, що відповідають мініимальному та максимальному часу, коли відбувається вихід на квазістабілізовані параметри басейну розплаву, при практично повній деградації активної зони. Додатково до них виконується параметричний аналіз впливу конструкційної наповненості «наповненості». Загальне збільшення сталі для об'єму АкЗ для сценаріїв параметричного аналізу складає 5 та 10 тон. Отримані дані (Рис. 4.7-4.8) вказують, що в обох випадках просторового розміщення доданої маси сталі, очікувано відбувається відтермінування часу відмови днища корпусу (за механічним критерієм, див. п.4.2). Утворені матеріальні конфігурації коріуму в нижній частині реактору, свідчать про те, що залишкове енерговиділення значною мірою витрачається на нагрів та розплавлення сталі, що і визначає значно більшу величину відносного оперативного запасу для протиаварійних дій, навіть у випадку «сухої» НКЗ.

Результати параметричного аналізу по основним параметрам квазістаціонарного теплофізичного стану басейну розплаву в нижній частині камери змішування, зведені у Табл. 4.3

Таблиця 4.3 – Квазістаціонарний теплофізичний стан басейну розплаву в НКЗ

Параметр	#1.1	#1.2	#4.1	#4.2
Параметричний режим: Збільшення гомогенізованої маси сталі в АкЗ				
Референтний момент часу	10523 с	10523 с	21083 с	21083 с
Загальна маса матеріалів у НКЗ	40547 кг	45246 кг	42598 кг	47695 кг
Температура окисної фракції розплаву ¹	2200 К	2100 К	2400 К	2400 К
Температура металічної фракції розплаву ¹	2100 К	2100 К	2200 К	2200 К
Середній коефіцієнт тепловіддачі від зовнішньої поверхні корпусу ¹	10 Вт/(м ² ·К)	10 Вт/(м ² ·К)	~20000 Вт/(м ² ·К)	~20000 Вт/(м ² ·К)
Доля окисленого цирконію	6.97 %	7.54 %	12.08 %	14.52 %
Температура газу АкЗ ¹	1482 К	1558 К	1960 К	1963 К
Температура середовища шахти ¹	790 К	840 К	373 К	373 К
Час відмови корпусу ²	13434 с	16336 с	29984 с	31748 с
Відносний оперативний запас ³	+0.8 г	+1.7 г	+2.5 г	+2.9 г

Параметричний режим: Збільшення гомогенізованої маси сталі в НКЗ				
Референтний момент часу	10523 с	10523 с	21083 с	21083 с
Загальна маса матеріалів у НКЗ	52017 кг	77538 кг	52519 кг	76021 кг
Температура окисної фракції розплаву ¹	2200 К	2100 К	2200 К	2200 К
Температура металічної фракції розплаву ¹	2150 К	1900 К	2200 К	2200 К
Середній коефіцієнт тепловіддачі від зовнішньої поверхні корпусу ¹	10 Вт/(м ² ·К)	10 Вт/(м ² ·К)	~20000 Вт/(м ² ·К)	~20000 Вт/(м ² ·К)
Доля окисленого цирконію	7.09 %	6.33 %	12.64 %	12.51 %
Температура газу АкЗ ¹	1837 К	1879 К	1886 К	1818 К
Температура середовища шахти ¹	907 К	1183 К	373 К	373 К
Час відмови корпусу ²	18840 с	36228 с	34225 с	56319 с
Відносний оперативний запас ³	+2.3 г	+7.1 г	+3.6 г	+9.8 г
1 – на кінець розрахункового часу; 2 – механічна 1D модель MELCOR, обчислює термічну та пластичну деформацію; 3 – відносно референтного моменту часу.				



4.4. Висновки за розділом

Аналіз важких аварій для перспективних реакторів типу SCW-SMR в цілому подібен до такого який виконується для докритичних реакторів типу PWR/BWR. При цьому важливо розуміти деякі особливості, які пов'язані з впливом надкритичних параметрів стану теплоносія на розвиток деградації активної зони. Найбільші складності в цьому випадку виникають саме з позиції початкової динаміки декомпресії з урахуванням переходу в двофазний (вода-пар) стан. Не всі «класичні» важкоаварійні коди здатні враховувати початковий надкритичний стан теплоносія, а також геометричне позиціонування ТВЗ (горизонтальне положення). Все це потребує деяких підходів, які дозволяють врахувати специфіку перспективної активної зони із використанням наявного спеціалізованого інструментарію. Для досягнення цілей завдання, була підготовлена швидка модель АкЗ SCW-SMR ECC-SMART. Результати розрахункових сценаріїв дозволили сформувати загальну картину перебігу деградації АкЗ реактора на ранній стадії для різних початкових умов, а також оцінити характеристики накопиченого розплаву в НКЗ на пізній фазі. Виконані оцінки основних параметрів басейну розплаву як за матеріальним, так і за теплофізичним станом в тому числі і для різної кількості сталі в нижній (наприклад у вигляді опорних елементів) або верхній (імітується присутність органів регулювання та елементів конструкції системи управління та захисту) частині реактора, що виявилось одним із важливих чинників, впливу на подальшу деградацію корпусу реактора. Причому, найбільша чутливість до того, фіксується при збільшенні сталейних конструкційних елементів саме у нижній частині реактора. Чим більше тим краще з точки зору перебігу пізньої стадії внутрішньокорпусної фази ВА, що необхідно враховувати ще на етапі прекоцептуального проекту. Представлена умовна картина деградації АкЗ та процес формування розплаву і його переміщення в НКЗ вказує на те, що у всіх випадках не спостерігається формування стаціонарної стратифікаційної картини до моменту виконання умов на відмову днища корпусу ЯР під механічним навантаженням, яке прогнозує код.

Отримані значення мінімального оперативного запасу по часу, знаходяться в межах від 3 до 10 годин в залежності від умов початкового стану НКЗ та організації зовнішнього охолодження корпусу (Рисунок 4.9). Затоплення бетонної порожнини реактора не змогло запобігти порушенню цілісності корпусу реактора. Це вказує на важливість аналізу умов зовнішнього теплообміну при затопленні бетонної шахти ЯР. Данна робота може бути попереднім етапом для параметричної оцінки відмови корпусу реактора внаслідок розплавлення стінок та погіршення властивості сталі, в залежності від умов зовнішнього охолодження та початкової конфігурації коріуму у нижній камері змішування.

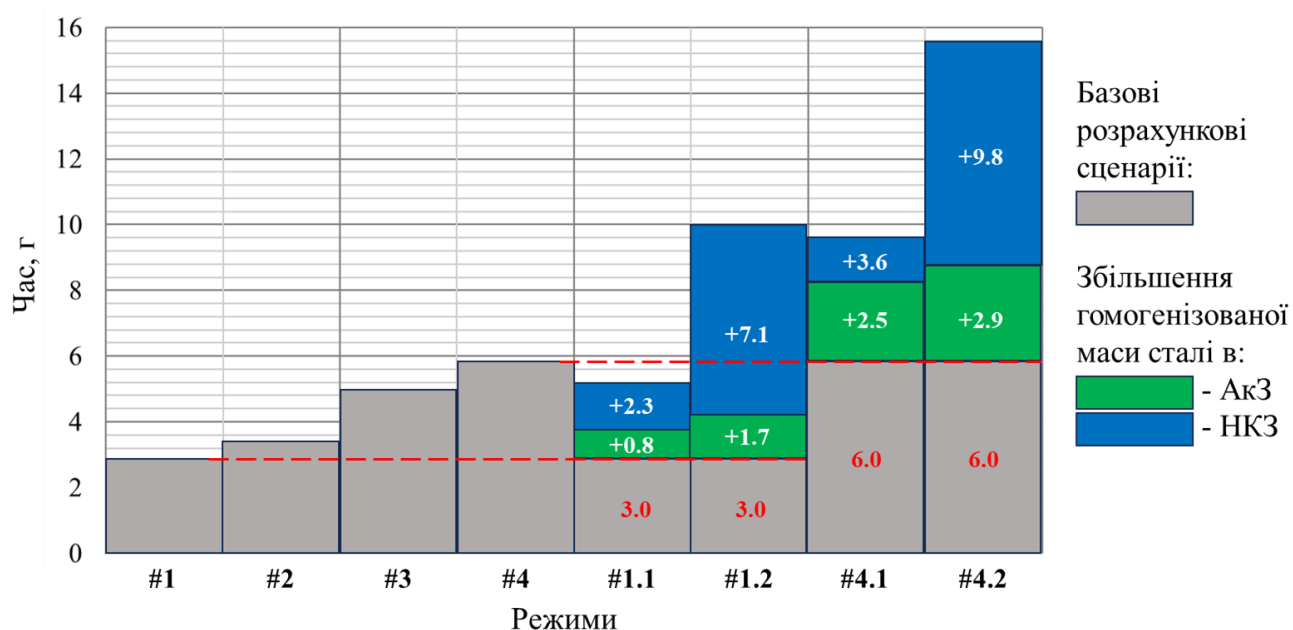


Рисунок 4.9 – Зведена інформація прогнозу пізньої фази важкої аварії.

Така задача потребує розробки складного мультифізичного спеціалізованого інструментарію поведінки коріуму у нижній камері змішування на пізній фазі внутрішньокорпусної стадії важкої аварії та відгуку металу стінки корпусу в умовах теплового навантаження. Лише на основі такої процедури можливо виконати прогноз цілісності корпусу реактора враховуючи важливі фізичні процеси та їх якість для підтримки існуючих стратегій утримання розплаву. Тим не менш, на даному етапі, вдалося отримати перші дані для етапу безпосередньої розробки проекту малого модульного реактора з надкритичними параметрами, з точки зору стійкості до гіпотетичних важких аварій.

ЗАГАЛЬНІ ВИСНОВКИ

Аналіз важких аварій для ЯР типу SCW-SMR в цілому подібний до такого як для традиційних ЯР типу PWR/BWR, за винятком деяких ключових відмінностей, які мають бути враховані. Перша, загальна для гілки SCWR - це надкритичний стан і процес декомпресії з урахуванням фазових переходів. Друга, специфічна через особливість горизонтального розташування паливних збірок, що є відверто новим та оригінальним рішенням. З точки зору надкритичного початкового стану принципів відмінностей у феноменології внутрішньокорпусної стадії важкої аварії не виявлено. Основні відмінності пов'язані з горизонтальним розташуванням тепловиділяючих збірок, особливо з переміщенням вниз металевих і оксидних компонентів.

Існуючий на сьогоднішній день спектр обчислювальних засобів для моделювання деградації активної зони реактора і поведінки розплаву є широким. Всі вони охоплюють основні пов'язані з цим явища, процеси і складні взаємодії під час внутрішньокорпусної стадії аварії. Однак, такого роду задачі є вузьким місцем їх безпосереднього застосування для представлення нестандартної преконцептуальної конструкції активної зони реактора. У цих ситуаціях може бути корисною нетрадиційна інтерпретація використання ВА коду.

Отже в даній роботі розглянуто та реалізовано спосіб, який базується на концепції послідовних еквівалентних кроків, що характеризують найбільш домінантні процеси, які відбуваються при перехідному та аварійному режимах. Він складається з трьох етапів. На першому виконувалась оцінка величини функції енерговиділення та розподіл профілю енерговиділення у АкЗ при швидкому перехідному режимі. В рамках другого – розрахунок початкової динаміки аварійного процесу, що надає значення термодинамічних величин, встановленого докритичного стану ЯР, що є важливим як для початкових умов аналізу ВА так і для оцінки цілісності конструкційних елементів АкЗ під дією ударних навантажень. Наступний етап - це перше наближення в отриманні

характеристичної картини сформованого басейну розплаву у НКЗ, масових та теплових параметрів кожної фракції.

Безпосередньо для оцінки просторового розподілу декомпресійних сил була розроблена репрезентативна модель розглянутої перед проектною конструкції реактора, в якій надкритичний і двофазний теплоносій розглядається в двокомпонентному наближенні у всьому діапазоні тисків. Для цього в ANSYS CFX 18 були введені спеціальні функції користувача, які дозволили оцінити декомпресію і фазові переходи. У першому наближенні також вдалося оцінити критичні параметри течії, що дуже важливо як для динамічних сил, так і для формування квазістаціонарного термодинамічного стану.

Незважаючи на відсутність прямої підтримки, інтегральним кодом MELCOR 1.8.6, специфічної та нетипової просторової орієнтації паливних каналів, була підготовлена швидка модель АкЗ SCW-SMR ECC-SMART. За основу було взято підхід об'ємно-масового еквівалентного наближення, оскільки код, по суті, оперує з масами і ентальпіями «компонентів». Крім того, концептуальна конструкція нижньої камери змішування реактора SCW-SMR подібна до типової на реакторах PWR. Результати розрахункових сценаріїв дозволили сформуванати загальну картину перебігу деградації АкЗ реактора на ранній стадії для різних початкових умов, а також оцінити характеристики накопиченого розплаву в НКЗ на пізній фазі.

В роботі була виконана параметрична оцінка відмови корпусу реактора в залежності від умов зовнішнього охолодження. Отримані результати є першим наближенням, яке слід уточнити на етапі безпосередньої розробки концепції малого модульного реактора з надкритичними параметрами, за рахунок використання спеціальної процедури моделювання поведінки розплаву у НКЗ та металу корпусу реактора, акцентуючи увагу на достовірності оцінки інтенсивності зовнішнього теплообміну при затопленні підреакторного простору. Рекомендація додатково оцінити необхідність встановлення системи уловлювання розплаву є доцільною.

СПИСОК ВИКОРИСТАНИХ ДЖЕРЕЛ

1. Goldberg, S., Rosner R. Nuclear reactors: generation to generation. Cambridge, MA: American Academy of Arts and Sciences. 2012. 40p. https://www.academia.edu/download/41450018/Nuclear_Reactors_Generation_to_Generation20160122-21896-1hkn5zf.pdf (дата звернення 27.08.2025)
2. Енергетика: історія, сучасність і майбутнє. Розвиток атомної енергетики та об'єднаних енергосистем / Денисевич К. Б. та ін. ; наук. ред.: Ландау Ю. О., Сігал І. Я.. - Київ, 2013. - 303 с., ISBN 978-617-635-005-7
3. The Generation IV International Forum. URL.: <https://www.gen-4.org/learn-more-about-gif> (дата звернення 27.08.2025)
4. Filonov V. V. Prediction of the regimes with deteriorated heat transfer in perspective IV generation reactors with supercritical coolant parameters. Thesis for the degree of Doctor of Philosophy (PhD): 24.05.2024 Kyiv, 2023, 242 p. <https://uacademic.info/en/document/0823U100322> (дата звернення 08.08.2025)
5. ECC-SMART Project. Euratom Research. 2020. URL: <https://uaineuratom.com.ua/ecc-smart> (дата звернення 08.08.2025)
6. Status and Evaluation of Severe Accident Simulation Codes for Water Cooled Reactors / International Atomic Energy Agency (IAEA). – Vienna : IAEA, 2019. – IAEA-TECDOC-1872. – 96 p. – ISBN 978-92-0-102919-5.
7. Energy Subsidies. World Nuclear Association. <https://world-nuclear.org/information-library/economic-aspects/energy-subsidies> (дата звернення 08.08.2025)
8. Heat Transfer Behaviour and Thermohydraulics Code Testing for Supercritical Water Cooled Reactors (SCWRs)– Viena: IAEA, 2014. 508 p. – (IAEA-TECDOC-1746). – (978-92-0-107614-4).
9. Understanding and Prediction of Thermohydraulic Phenomena Relevant to Supercritical Water Cooled Reactors (SCWRs) – Viena: IAEA, 2020. – 544 p. – (IAEA-TECDOC-1900). – (978-92-0-102320-9).

10. D'Auria F, Duffey RB. Innovation needs in nuclear reactor safety and risk. *Nuclear Energy and Technology* 8(2): 77-90. 2022. URL: <https://doi.org/10.3897/nucet.8.82296>
11. INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Status of Molten Salt Reactor Technology, IAEA, Vienna (2023).
12. Sarrade, S., Féron, D., Rouillard, F., Perrin, S., Robin, R., Ruiz, J. C., & Turc, H. A. (2017). Overview on corrosion in supercritical fluids. *The Journal of Supercritical Fluids*, 120, 335-344. <https://doi.org/10.1016/j.supflu.2016.07.022>
13. Pizzarelli, M. (2018). The status of the research on the heat transfer deterioration in supercritical fluids: A review. *International Communications in Heat and Mass Transfer*, 95, 132-138. <https://doi.org/10.1016/j.icheatmasstransfer.2018.04.006>
14. Xiong T. Experimental study on flow instability in parallel channels with supercritical water / Ting Xiong et al. // *Annals of Nuclear Energy*. 2012. Vol. 48. P. 60–67. URL: <https://doi.org/10.1016/j.anucene.2012.05.018>
15. Pilehvar, A. F., Esteki, M. H., Ansarifard, G. R., & Hedayat, A. (2020). Stability analysis and parametric study of natural circulation integrated self-pressurized water reactor. *Annals of Nuclear Energy*, 139, 107279. <https://doi.org/10.1016/j.anucene.2019.107279>
16. Chaaraoui, O., Pucciarelli, A., Ambrosini, W., Otic, I., Schulenberg, T., Allison, C., & Fu, Z. (2024, August). Customising a system code for the analysis of the thermal-hydraulic behaviour of a supercritical pressure light water small modular reactor. In *International Conference on Nuclear Engineering* (Vol. 88261, p. V006T07A064). American Society of Mechanical Engineers. <https://doi.org/10.1115/ICONE31-135160>
17. Varju, T., & Aszódi, A. (2025). Investigation of the passive heat removal from the SCW-SMR reactor core in the event of a Long-Term Station Blackout. *Nuclear Engineering and Design*, 444, 114349. <https://doi.org/10.1016/j.nucengdes.2025.114349>
18. L. Cizelj, A. Prošek, M. Uršič, J.-C. de la Rosa Blul, O. Martin, A. Kiss, I. Boros, M. Hrehor, A. Toivonen, A. Nava-Dominguez, S. He, I. Otic, Safety criteria and requirements for the SCW-SMR concept., 2021. <https://doi.org/10.3030/945234>

19. C. Antók, S. Czifrus, V. Giusti, Neutronic calculations for preliminary core design of SCW-SMR, *Ann. Nucl. Energy.* 209 (2024). <https://doi.org/10.1016/j.anucene.2024.110805>.
20. Filonov V., Dubyk Y., Kovalenko O., Filonova Y., Fedorov D., 2024. Evaluation of three-dimensional initial dynamics of the decompression wave at LB LOCA in the advanced supercritical reactor ECC-SMART, ICONE31-136271, Proceedings of the 2024 31st International Conference on Nuclear Engineering ICONE31 August 4-8, 2024, Prague, Czech Republic. <https://doi.org/10.1115/ICONE31-136271>
21. Fundamentals of Multiphase flow. Prof. M. L. Corradini. DEP, University of Wisconsin, USA, 1997.
22. Y.Y. Bae, L.K.H. Leung, J.A. Lycklama À Nijeholt, M. Andreani, T. Schulenberg, J. Starflinger, Y. Ishiwatari, Y. Oka, H. Mori, and K. Ezato, "Status of ongoing research on SCWR thermal-hydraulics and safety", GIF Symposium, Paris, France, 2009. <https://www.gen-4.org/gif/upload/docs/application/pdf/2013-10/gifproceedingsweb.pdf#page=150> (дата звернення 08.08.2025)
23. Luo, X., Wang, S., Wang, J., Wang, P., Wang, Y., & Zhao, W. (2020). Analysis of whipping effect on high energy pipe in a nuclear power plant. *Fusion Engineering and Design*, 150, 111359. <https://doi.org/10.1016/j.fusengdes.2019.111359>
24. Critical flow models. State of art report on critical flow modeling. F. D'auria, P. Vigni, University of Pisa, Italy, 1980. <https://inis.iaea.org/records/c1k2z-96695> (дата звернення 08.08.2025)
25. Berry, R. A., Peterson, J. W., Zhang, H., Martineau, R. C., Zhao, H., Zou, L., ... & Hansel, J. (2018). Relap-7 theory manual (No. INL/EXT-14-31366-Rev003). Idaho National Lab.(INL), Idaho Falls, ID (United States).
26. R.E. Henry, H.K. Fauske, The two-phase critical flow of one composition mixtures in nozzle, orifices, and short tubes, *J. Heat Transfer* 93 (1971) 179–187. <https://doi.org/10.1115/1.3449782>
27. Trapp, J. A., & Ransom, V. H. (1982). A choked-flow calculation criterion for nonhomogeneous, nonequilibrium, two-phase flows. *International Journal of Multiphase Flow*, 8(6), 669-681. [https://doi.org/10.1016/0301-9322\(82\)90070-2](https://doi.org/10.1016/0301-9322(82)90070-2)

28. Venetsanos, A. G. (2018). Homogeneous non-equilibrium two-phase choked flow modeling. *International Journal of Hydrogen Energy*, 43(50), 22715-22726. <https://doi.org/10.1016/j.ijhydene.2018.10.053>
29. Xu, H., Badea, A. F., & Cheng, X. (2021). Studies on the criterion for choking process in two-phase flow. *Progress in Nuclear Energy*, 133, 103640. <https://doi.org/10.1016/j.pnucene.2021.103640>
30. Fedorov D. Critical flow prediction models for the coolant at supercritical parameters / D. Fedorov, V. Tuz, S. Klevtsov // *POWER ENGINEERING: economics, technique, ecology. TECHNOLOGIES AND EQUIPMENT IN ENERGY*, 2021. –No. 1. –P.81–87.–DOI: <https://doi.org/10.20535/1813-5420.1.2021.242182>.
31. Yoon, H. J., Ishii, M., & Revankar, S. T. (2006). Choking flow modeling with mechanical and thermal non-equilibrium. *International journal of heat and mass transfer*, 49(1-2), 171-186. <https://doi.org/10.1016/j.jheatmasstransfer.2005.07.044>
32. Elias, E., & Lellouche, G. S. (1994). Two-phase critical flow. *International journal of multiphase flow*, 20, 91-168. [https://doi.org/10.1016/0301-9322\(94\)90071-X](https://doi.org/10.1016/0301-9322(94)90071-X)
33. Lee, D. H., & Swinnerton, D. (1983). Evaluation of critical flow for supercritical steam-water: EPRINP-3086. Electric Power Research Institute, Palo Alto.
34. Mignot G, Anderson M, Corradini M. Initial Study of Supercritical Fluid Blowdown, *Fusion Science and Technology*, 47:3, 574-578, USA, 2007 <https://doi.org/10.13182/FST05-A747>
35. Mignot, G., Anderson, M., & Corradini, M. (2008). Critical flow experiment and analysis for supercritical fluid. *Nuclear Engineering and Technology*, 40(2), 133. https://www.researchgate.net/profile/Guillaume_Mignot2/publication/264139638_Critical_flow_experiment_and_analysis_for_supercritical_fluid/links/5523ce900cf24f160943791b.pdf (дата звернення 08.08.2025)
36. Chen, Y., Yang, C., Zhang, S. et al. Experimental study of critical flow of water at supercritical pressure. *Front. Energy Power Eng. China* 3, 175–180 (2009). <https://doi.org/10.1007/s11708-009-0029-6>

37. Reocreux, M., & Porracchia, A. (1993). System thermalhydraulics during PWR severe accidents. *Nuclear engineering and design*, 145(1-2), 217-226.
[https://doi.org/10.1016/0029-5493\(93\)90068-K](https://doi.org/10.1016/0029-5493(93)90068-K)
38. EPRI-NSAC~80-1, Analysis of the Three Mile Island - Unit 2 Accident, March 1980. <https://inis.iaea.org/records/k0mge-76476>
39. P. Hofmann / Current knowledge on core degradation phenomena, a review. // KIT, *Journal of Nuclear Materials*, 1999. [https://doi.org/10.1016/S0022-3115\(98\)00899-X](https://doi.org/10.1016/S0022-3115(98)00899-X).
40. Zhan, D., et. al. / Numerical Simulation and Validation for Early Core Degradation Phase under Severe Accidents. / *Science and Technology of Nuclear Installations*, 2020, 1–12. <https://doi.org/10.1155/2020/6798738>
41. Fischer, K., & Kanzleiter, T. (1999). Experiments and computational models for aerosol behaviour in the containment. *Nuclear engineering and design*, 191(1), 53-67.
[https://doi.org/10.1016/S0029-5493\(99\)00052-7](https://doi.org/10.1016/S0029-5493(99)00052-7)
42. Hamdani, A., Soma, S., Abe, S., & Sibamoto, Y. (2025). Non-condensable gas accumulation and distribution due to condensation in the CIGMA facility: Implications for Fukushima Daiichi Unit 3 (1F3). *Progress in Nuclear Energy*, 185, 105771.
<https://doi.org/10.1016/j.pnucene.2025.105771>
43. Manninen, M., Silde, A., Lindholm, I., Huhtanen, R., & Sjövall, H. (2002). Simulation of hydrogen deflagration and detonation in a BWR reactor building. *Nuclear engineering and design*, 211(1), 27-50. [https://doi.org/10.1016/S0029-5493\(01\)00443-5](https://doi.org/10.1016/S0029-5493(01)00443-5)
44. Gupta, S., & Langer, G. (2019). Experimental research on hydrogen deflagration in multi-compartment geometry and application to nuclear reactor conditions. *Nuclear Engineering and Design*, 343, 103-137.
<https://doi.org/10.1016/j.nucengdes.2018.12.012>
45. R. D. Gasser et al. Late-phase melt progression experiment: MP-2; results and analysis. NUREG/CR-6167, SAND93-3931, May 1997 <https://doi.org/10.2172/501519>
46. S. Hagen, P. Hofmann, et. al. / The CORA program: out-of-pile experiments on severe fuel damage. / 5th International Topical Meeting on Nuclear Thermal

- Hydraulics, Operation and Safety (NUTHOS-5), Beijing, China, April 14-18, 1997. <https://www.osti.gov/etdeweb/biblio/640157> (дата звернення: 29.09.2025)
47. M. Schwarz, et. al. / PHEBUS FP: a severe accident research program for current and advanced light water reactors. Nuclear Engineering and Design, Vol. 187, pp. 47-69, 1999. [https://doi.org/10.1016/S0029-5493\(98\)00257-X](https://doi.org/10.1016/S0029-5493(98)00257-X)
48. Jacquemain, D., et. al., (2015). Nuclear power reactor core melt accidents. Current State of Knowledge. http://www.edp-open.org/images/stories/books/fulldl/Nuclear_Power_Reactor_Core_Melt_Accidents.pdf (дата звернення: 29.09.2025)
49. Hashim, M., Ming, Y., & Ahmed, A. S. (2013). Review of severe accident phenomena in LWR and related severe accident analysis codes. Research Journal of Applied Sciences, Engineering and Technology, 5(12), 3320-3335. <https://pdfs.semanticscholar.org/fcd6/e7dcd190d97b0a19f7d0e558485abe3aadf9.pdf> (дата звернення: 29.09.2025)
50. Sisson R., Jevremovic T., 2019. Multi-physics simulator for core degradation and melt progression in LWR during severe accidents / Technical meeting on the status and evaluation of severe accident simulation codes for water cooled reactors / Vienna, Austria, 9–12 October 2017, pp. 230-249, 2019 <https://www.iaea.org/publications/13536/status-and-evaluation-of-severe-accident-simulation-codes-for-water-cooled-reactors?supplementary=63997;%20> (дата звернення: 29.09.2025)
51. Sehgal, B. R. (Ed.). (2011). Nuclear safety in light water reactors: severe accident phenomenology. Academic Press.
52. Severe Accident Management Guidance. Technical Basis Report. Volume 2: The Physics of Accident Progression. EPRI TR-101869s Vols. 1 and 2, 1992.
53. El-Wakil, M. M. (1971). Nuclear Heat Transport. International Text book Company.
54. Skokan, A., High Temperature Phase Relations in the U-Zr-O System. Proc. Fifth International Meeting on Thermal Nuclear Reactor Safety, Karlsruhe, FRG, September 9-13, 1984. <https://inis.iaea.org/records/nsj1k-kdc17> (дата звернення: 29.09.2025)

55. J. M. Broughton, et. al., 1989. Scenario of the TMI-2 accident. / Nuclear Technology, Vol. 87, pp. 34-53, 1989. <https://doi.org/10.13182/NT89-A27637>.
56. Henry, R. E. , et al., 1991. Cooling of Core Debris Within the Reactor Vessel Lower Head. Invited Paper Presented at the Summer ANS Meeting, Orlando, FL. <https://doi.org/10.13182/NT93-A34795>
57. Asmolov V., et. al., (2000). RASPLAV Final Report, Attachment C, Properties Studies: Methodology and Result
58. CSNI/NEA RASPLAV Seminar 2000, Summary and Conclusions, Munich, Germany, 14-15 November 2000, NEA/CSNI/R.
59. Asmolov V. et. al., MA-1 Experiment: Post-test Analysis Results, Technical Report MP-TR-1, OECD MASCA Project (2001).
60. Asmolov V. et. al., MA-2 Experiment: Zirconium and Uranium Partitioning between Oxide and Metallic Phases of Molten Corium, Technical Report MP-TR-6, OECD MASCA Project (2001).
61. Asmolov V. et. al., MA-3 and MA-4 Tests: Zirconium and Uranium Partitioning between Oxidic and Metallic Phases of Molten Corium, Technical Report MP-TR-9, OECD MASCA Project (2003).
62. Barrachin, M., & Defoort, F. (2004). Thermophysical properties of in-vessel corium: MASCA programme related results. In Proc. of MASCA Seminar (p. 2004). https://www.oecd-nea.org/nsd/workshops/masca2004/oc/papers/FR_barrachin_deffort.doc (дата звернення: 29.09.2025)
63. Helle, M., Kymaelaenen, O., & Tuomisto, H. (1999, February). Experimental data on heat flux distribution from a volumetrically heated pool with frozen boundaries. In Proceedings of the Workshop on in-vessel core debris retention and coolability (No. NEA-CSNI-R--1998-18, pp. 169-179). <https://inis.iaea.org/records/9jrbw-5jy62> (дата звернення: 29.09.2025)
64. Bonnet, J. M. (1999). Thermal hydraulic phenomena in corium pools: the BALI experiment. <https://www.osti.gov/etdeweb/servlets/purl/20004944> (дата звернення: 29.09.2025)

65. Rouge, S., & Seiler, J. M. (1994). Core debris cooling with flooded vessel or core-catcher. Heat exchange coefficients under natural convection (No. NEA-CSNI-R-1994-32). Organisation for Economic Co-Operation and Development-Nuclear Energy Agency, Committee on the safety of nuclear installations-OECD/NEA/CSNI, Le Seine Saint-Germain, 12 boulevard des Iles, F-92130 Issy-les-Moulineaux (France). <https://inis.iaea.org/records/n9pkd-p6811> (дата звернення: 29.09.2025)
66. Song, M. W., No, H. C., Kim, J., Kim, M., Yeo, D., Yoon, S. H., & Yoon, H. J. (2020). Modeling of annular gap thickness formed by interaction between corium and water in lower head of reactor vessel. Nuclear Engineering and Design, 369, 110841. <https://doi.org/10.1016/j.nucengdes.2020.110841>
67. Meyer, R. O. (1989). Bottom head failure program plan. In Transactions of the seventeenth water reactor safety information meeting (No. NUREG/CP--0104, pp. 11-11). <https://inis.iaea.org/records/bz8st-rhb19> (дата звернення: 29.09.2025)
68. Humphries, L. L., Chu, T. Y., & Bentz, J. H. (2006, January). Test design, results, and archived database for the OECD lower head failure program integral experiments. In International Conference on Nuclear Engineering (Vol. 42444, pp. 39-52). <https://doi.org/10.1115/ICONE14-89159>
69. Magallon, D., Annunziato, A., & Corradini, M. (1999). Debris and pool formation/heat transfer in FARO-LWR: Experiments and analyses. <https://www.osti.gov/etdeweb/biblio/22066921> (дата звернення: 29.09.2025)
70. Коваленко О. В. Спряжений аналіз фізичних особливостей тепло-генеруючого каналу надкритичного тиску в умовах ядерного обігріву: дис. ... маг.: 12.12.23. Київ, 2023. 124 с.
71. Varju T. / Discussion and perspectives for improvements of heat transfer correlation capabilities for fluids at supercritical pressures / Varju T. et al. // Nuclear Engineering and Design, Volume 421, 2024, 113085, ISSN 0029-5493, URL: <https://doi.org/10.1016/j.nucengdes.2024.113085>
72. Filonov, V., Filonova, Y., Kovalenko, O., & Fedorov, D. (2024, August). Differential Method for Predicting Heat Transfer Deterioration Regimes in Supercritical Channels and Rod Assemblies. In International Conference on Nuclear Engineering

(Vol. 88247, p. V004T04A066). American Society of Mechanical Engineers.
<https://doi.org/10.1115/ICONE31-136180>

73. The Evaluated Nuclear Data File URL: <https://www-nds.iaea.org/exfor/endl.htm>
 (дата звернення: 29.09.2025)

74. Alvin M. Weinberg and Eugene P. Wigner. The physical theory of neutron chain reaction. The University of Chicago Press, second edition, 1959. – 724 c

75. Dubcova, L., Solin, P., Hansen, G., & Park, H. (2011). Comparison of multimesh hp-FEM to interpolation and projection methods for spatial coupling of thermal and neutron diffusion calculations. Journal of Computational Physics, 230(4), 1182-1197.
<https://doi.org/10.1016/j.jcp.2010.10.034>

76. Denise B. Pelowitz, LANL, MCNPX USER'S MANUAL Version 2.6.0, April 2008, LA-CP-07-1473.

77. Pirouzman A. Multi-Group Neutron Cross Sections and Scattering Matrix Calculations Via Monte Carlo Method / A. Pirouzman, F. Mohammadhasani. // Journal of Polytechnic. – 2015. – №18. – С. 235–240.
<https://dergipark.org.tr/en/download/article-file/385749> (дата звернення: 29.09.2025)

78. Filonov V.V. / Transfer matrix method for analysis of thermohydraulic Characteristics of supercritical water using channel Approach / Y. Filonova., Y. Dubyk., E.Pis'mennyi. International Journal of Heat and Mass Transfer. Volume 187, 15 May 2022, p.1-19 <https://doi.org/10.1016/j.ijheatmasstransfer.2022.122531>

79. Schulenberg, T., and Otic, I. (March 15, 2022). "Concept of a Small Modular SCWR With Horizontal Fuel Assemblies." ASME. ASME J of Nuclear Rad Sci. July 2022; 8(3): 031104. <https://doi.org/10.1115/1.4052191>

80. F. Dittus, Heat transfer in automobile radiators of the tubular type. Berkeley California, University of California Press, 1930.
https://www.researchgate.net/profile/Ildiko-Kurucz/post/correlation_for_the_Nusselt_number_in_channel/attachment/59d642c979197b807799e63b/AS%3A440040569479168%401481925255396/download/1-s2.0-073519338590003X-main.pdf (дата звернення: 29.09.2025)

81. Bishop A.A., Sandberg R.O., Tong L.S. Forced convection heat transfer to water near critical temperatures and super-critical pressures. A.I.Ch.E.-I.Chem.E. Symposium Series. 1965, Vol. 2, S.77-85. <https://www.osti.gov/biblio/4595384> (дата звернення: 29.09.2025)
82. Deev, V. I., Kharitonov, V. S., Baisov, A. M., & Churkin, A. N. (2020). Heat transfer in rod bundles cooled by supercritical water—Experimental data and correlations. Thermal Science and Engineering Progress, 15, 100435. <https://doi.org/10.1016/j.tsep.2019.100435>
83. S. Mokry, I. Pioro, P. Kirillov, and Y. Gospodinov, “Supercritical-water heat transfer in a vertical bare tube,” Nuclear Engineering and Design, vol. 240, no. 3, pp. 568–576, Mar. 2010, <https://doi.org/10.1016/j.nucengdes.2009.09.003>
84. Nathan Capps, Aaron Wysocki, Andrew Godfrey, Benjamin et al, Full core LOCA safety analysis for a PWR containing high burnup fuel, Nuclear Engineering and Design, Volume 379, 2021, <https://doi.org/10.1016/j.nucengdes.2021.111194>
85. R. Gharari, H. Kazeminejad, N. Mataji Kojouri, et al, Assessment of new severe accident mitigation systems on containment pressure of the WWER1000/V446, Annals of Nuclear Energy, Volume 148, 2020, 107691, <https://doi.org/10.1016/j.anucene.2020.107691>
86. Hoang Tan Hung, Bui Thi Hoa, Hoang Minh Giang, & Vo Thi Huong (2021). Application of the conservative and best estimate plus uncertainty approach to analysis of LB-LOCA accident for WWER-1200/491 reactor using RELAP 5. Vietnam Conference on Nuclear Science and Technology VINANST-14 Agenda and Abstracts, (p. 246). VietNam. <https://inis.iaea.org/records/g6kv6-nz687> (дата звернення: 29.09.2025)
87. Dong Gu Kang, Soon Heung Chang, The safety assessment of OPR-1000 nuclear power plant for station blackout accident applying the combined deterministic and probabilistic procedure, Nuclear Engineering and Design, Volume 275, 2014, Pages 142-153, <https://doi.org/10.1016/j.nucengdes.2014.05.009>

88. X.J. Liu, S.W. Fu, Z.H. Xu, Y.H. Yang, X. Cheng, LOCA analysis of SCWR-M with passive safety system, Nuclear Engineering and Design, Volume 259, 2013, Pages 187-197, <https://doi.org/10.1016/j.nucengdes.2013.03.007>
89. Peng Chen, Hui Fu, Pingwen Ou, Dongyu He, Dekui Zhan, Feiye Liao, Chao Guo, Transient thermal analysis of IVR strategy under a LB-LOCA based on ASTEC code, International Journal of Advanced Nuclear Reactor Design and Technology, Volume 3, 2021, Pages 66-73, <https://doi.org/10.1016/j.jandt.2021.06.002>
90. Dubyk Y. Dynamic Assessment of the Core Barrel During Loss of Coolant Accident / Y. Dubyk, V. Filonov, O. Ishchenko et al. // American Society of Mechanical Engineers. 2018. URL: <https://doi.org/10.1115/PVP2018-84762>
91. Ishchenko O. Dynamic model of the VVER-1000 reactor for seismic and LB LOCA evaluation / O. Ishchenko, V. Filonov, Y. Dubyk. // Proceedings of ASME 2021: 28th International Conference on Nuclear Engineering, ICONE 28. – August 4–6, 2021. – Virtual, Online. – C. 9. <https://doi.org/10.1115/ICONE28-65756>
92. Dang Gaojian, Li Qing, Liu Yu, et al, Large-break LOCA analysis of CSR1000, Annals of Nuclear Energy, Volume 161, 2021, <https://doi.org/10.1016/j.anucene.2021.108444>
93. Qingyang Wang, Xiaojing Ma, Jinliang Xu, et al, The three-regime-model for pseudo-boiling in supercritical pressure, International Journal of Heat and Mass Transfer, Volume 181, 2021, <https://doi.org/10.1016/j.ijheatmasstransfer.2021.121875>
94. Francesco Nasuti, Marco Pizzarelli, Pseudo-boiling and heat transfer deterioration while heating supercritical liquid rocket engine propellants, The Journal of Supercritical Fluids, Volume 168, 2021, <https://doi.org/10.1016/j.supflu.2020.105066>
95. B. Liu, S. He, C. Moulinec, J. Uribe, A coupling approach between resolved and coarse-grid sub-channel CFD, Nuclear Engineering and Design, Volume 377, 2021, <https://doi.org/10.1016/j.nucengdes.2021.111124>
96. Іщенко, О. А. Напружено-деформований стан тонкостінних оболонок реактора ВВЕР-1000 при максимальній проектній аварії : дис. ... д-ра філософії : 131 – Прикладна механіка / Іщенко Олексій Антонович. – Київ, 2023. – 177 с.

<https://ela.kpi.ua/items/0e4d9a7c-60a5-49f5-b025-0c99dd92245a> (дата звернення: 29.09.2025)

97. S.W. Fu, X.J. Liu, C. Zhou, Z.H. Xu, Y.H. Yang, X. Cheng, Modification and application of the system analysis code ATHLET to trans-critical simulations, *Annals of Nuclear Energy*, Volume 44, 2012, Pages 40- 49, <https://doi.org/10.1016/j.anucene.2012.02.005>

98. Halvor Lund, Tore Flåtten / Equilibrium conditions and sound velocities in two-phase flows/ SIAM Annual Meeting (AN10), July 12-16 2010. https://www.sintef.no/globalassets/project/co2-dynamics/publications/lund_an10.pdf (дата звернення: 29.09.2025)

99. Diaz-Pescador, F. Schafer, S. Kliem. On the validation of ATHLET 3-D features for the simulation of multidimensional flows in horizontal geometries under single-phase subcooled conditions/ *Nuclear Engineering and Technology*, 2022, 3567-3579. <https://doi.org/10.1016/j.net.2022.04.017>

100. Volkov V. Ju., Golibrodo L. A., Krutikov A. A. Multi-Scale Problems of Heat and Mass Transfer in the Nuclear Power Industry. *Bulletin of the South Ural State University. "Computational mathematics and software engineering"*, 2017. pp. 60–73.

101. A.V. Baikov, A.V. Kotsarev, S.V. Tsyganov / The process of asymmetric boron dilution in the VVER-1000 reactor during testing of the fast boron injection system at the Kudankulam NPP and its simulation. In *International Conference on Mathematics & Computational Methods Applied to Nuclear Science & Engineering*. 2017

102. V.Yu. Volkov, L.A. Golibrodo, A.A. Krutikov and others / Application of the results of CFD calculation of the VVER primary circuit to obtain the initial data of thermal-hydraulic calculations / technical report, 2019

103. .Yu. Volkov, L.A. Golibrodo, A.A. Krutikov and others/Development of a CFD model of the VVER reactor of the AES-2006 project/ technical report, 2017

104. J. Tamba, T.Takahashi, T.Ohara, T.Aihara, Transition from boiling to free convection in supercritical fluid, *Exp.Therm.FluidSci.*17(3) (1998) 248–255. [https://doi.org/10.1016/S0894-1777\(97\)10062-0](https://doi.org/10.1016/S0894-1777(97)10062-0)

105. Banuti, DT. "Supercritical Pseudo Boiling in Cubic Equations of State." Proceedings of the ASME Turbo Expo 2021: Turbomachinery Technical Conference and Exposition. Volume 10: Supercritical CO₂. Virtual, Online. June 7–11, 2021.. ASME. <https://doi.org/10.1115/GT2021-58788>
106. V.A. Kurganov, Y.A. Zeigarnik, G.G. Yankov, I.V. Maslakova, "Heat Transfer and Resistance in Pipes at Supercritical Heat Transfer Fluid Pressures: Results of Scientific Research and Practical Recommendations" / Edited by Y.A. Zeigarnik – 2018. – 304.
107. A.R. Edwards, T.P. O'Brien, Studies of phenomena connected with the depressurization of water reactors, Journal of the British Nuclear Energy Society 9 (1970) 125-135. <https://www.osti.gov/biblio/4148948> (дата звернення: 29.09.2025)
108. Schulenberg T. High Performance Light Water Reactor. Design and Analyses / T. Schulenberg, J. Starflinger. – Karlsruher. 2012. 258 p. – (KIT Scientific Publishing). – (ISBN 978-3-86644-817-9). <https://doi.org/10.5445/KSP/1000025989>
109. Kamide, Hideki, Rodriguez et.al., (2021). Generation IV International Forum - GIF, Annual Report 2020 (INIS-FR--21-0718). Nuclear Energy Agency of the OECD (NEA). <https://inis.iaea.org/records/sc6mj-rvf66> (дата звернення: 29.09.2025)
110. Yali Su, Khurram Saleem Chaudri, Wenxi Tian, Guanghui Su, Suizheng Qiu, Optimization study for thermal efficiency of supercritical water reactor nuclear power plant, Annals of Nuclear Energy, Vol. 63,2014, p. 541-547 <https://doi.org/10.1016/j.anucene.2013.08.023>
111. X. Cheng, T. Schulenberg, D. Bittermann, et al. Design analysis of core assemblies for supercritical pressure conditions, Nuclear Engineering and Design, Vol. 223, Issue 3, 2003, p. 279-294, [https://doi.org/10.1016/S0029-5493\(03\)00059-1](https://doi.org/10.1016/S0029-5493(03)00059-1)
112. Md. Abidur Rahman Ishraq, Fahim Mahmud Razu, H. Rainad Khan Rohan. Neutronic evaluation of diverse fuel configurations for the supercritical water reactor (SCWR) core, Nuclear Engineering and Design, Vol. 423,2024. <https://doi.org/10.1016/j.nucengdes.2024.113160>

113. Csenge Antók, Szabolcs Czifrus, Valerio Giusti. Neutronic calculations for preliminary core design of SCW-SMR, Annals of Nuclear Energy, Volume 209, 2024, <https://doi.org/10.1016/j.anucene.2024.110805>
114. IAEA, Status and Evaluation of Severe Accident Simulation Codes for Water Cooled Reactors, IAEA-TECDOC-1872, IAEA, Vienna (2019). <https://www-pub.iaea.org/MTCD/Publications/PDF/TE-1872web.pdf> (дата звернення: 29.09.2025)
115. Brown M., 2018. Improved core collapse model for CANDU severe accident modelling (MAAP-CANDU v500). International severe accident management conference (ISAMC), Canada: CNSC. <https://inis.iaea.org/records/kyqd3-qvj82> (дата звернення: 29.09.2025)
116. SANDIA NATIONAL LABORATORIES, 2004. MELCOR Computer Code Manuals, MELCOR Code Revisions. Users' Guide, Version 1.8.5 RL, Rev.4, SNL, (2004).
117. SANDIA NATIONAL LABORATORIES, 2017. MELCOR Computer Code Manuals, MELCOR , Vol. 1: Primer and Users' Guide, Version 2.2.9541, SNL, (2017).
118. SANDIA NATIONAL LABORATORIES, 2017. MELCOR Computer Code Manuals, MELCOR , Vol. 2: Reference Manual, Version 2.2.9541, SNL, (2017)
119. Larson, F.; Miller, J. A time-temperature relationship for rupture and creep stresses. Trans. ASME 1952, 74, 765–771. <https://doi.org/10.1115/1.4015909>
120. Humphries, L. L., Chu, T. Y., & Bentz, J. H. (2006). Test design, results, and archived database for the OECD lower head failure program integral experiments. In International Conference on Nuclear Engineering (Vol. 42444, pp. 39-52). <https://doi.org/10.1115/ICONE14-89159>
121. SANDIA NATIONAL LABORATORIES, 2005. MELCOR Computer Code Manuals, Vol. 1: Primer and Users' Guide, Version 1.8.6, Rev.3, SNL, (2005).

ДОДАТОК А. СПИСОК ПУБЛІКАЦІЙ ЗА ТЕМОЮ ДИСЕРТАЦІЙ

Публікації, в яких опубліковані основні наукові та практичні результати дисертації:

1) Федоров Д.О. / Моделі прогнозування кризи течії для теплоносія надкритичних параметрів / Федоров Д.О., Туз В.О., Клевцов С.В. // Науковий журнал «Енергетика: економіка, технології, екологія». 2021. – №. 1. – С.81–87. URL: <https://doi.org/10.20535/1813-5420.1.2021.242182>. (Фахове видання кат. Б), (Федоров Д.О.: написання основного тексту, аналіз літературних джерел, підготовка ілюстративних матеріалів. Туз В.О.: огляд літератури, редагування рукопису. Клевцов С.В.: редагування рукопису).

2) Кондратюк В.А. Уроки аварії на АЕС Fukushima-Daiichi для безпеки ядерної енергетики України / Письменний Є.М., Остапенко І.А. Федоров Д.О. // Науковий журнал «Енергетика: економіка, технології, екологія». 2022. – № 3. – С. 107-114. URL: <https://doi.org/10.20535/1813-5420.3.2022.272090> (Фахове видання кат. Б) (Кондратюк В.А.: написання основного тексту, аналіз літературних джерел, Письменний Є.М.: огляд літератури, редагування рукопису, Остапенко І.А.: редагування рукопису, Федоров Д.О.: редагування рукопису).

3) Varju T. / Discussion and perspectives for improvements of heat transfer correlation capabilities for fluids at supercritical pressures / Varju Tamás, András Csige, Attila Kiss, V. Filonov, Y. Filonova, D. Fedorov, Andrea Pucciarelli, Sara Kassem, and Walter Ambrosini // Nuclear Engineering and Design, Volume 421, 2024, 113085, ISSN 0029-5493, URL: <https://doi.org/10.1016/j.nucengdes.2024.113085>. (Q1, Scopus), (T. Varju: Formal analysis, Investigation, Writing – original draft, Writing – review & editing. A. Csige: Investigation. A. Kiss: Writing – review & editing. V. Filonov: Investigation, Supervision, Writing – original draft. Y. Filonova: Formal analysis, Writing – original draft, Writing – review & editing. D. Fedorov: Formal analysis, Writing – review & editing, Investigation. A. Pucciarelli: Formal analysis, Writing – original draft, Writing – review & editing. S. Kassem: Formal analysis, Investigation, Writing – original draft, Writing – review & editing. W. Ambrosini:

Formal analysis, Investigation, Supervision, Writing – original draft, Writing – review & editing).

4) Filonov V.V., Fedorov D.O. Assessment of the Molten Pool Initial State During Degradation of the Reactor Core with Horizontal Fuel Assemblies Arrangement / Bulletin of the National Technical University "KhPI". Series: Power and Heat Engineering Processes and Equipment, №2 (2024), DOI: <https://doi.org/10.20998/2078-774X.2024.02.02> (Фахове видання кат. Б) (Філонов В.В.: Автор ідеї, написання основного тексту, аналіз даних, Федоров Д.О.: дослідження, аналіз даних, перегляд та редагування тексту).

Публікації які засвідчують апробацію матеріалів дисертації:

5) Філонов В.В., Філонова Ю.С., Федоров Д.О. Прогнозування початкової динаміки процесу пароутворення в перегрітій рідині під час руху хвилі декомпресії // Матеріали XVII МНТК молодих вчених та студентів, м. Київ, 23–26 квітня 2019 р. У 2 т. – К. : КПІ ім. Ігоря Сікорського, 2019. С.96 – Т. 1. – 313 с. (Філонов В.В.: Автор ідеї, написання основного тексту, Філонова Ю.С.: аналіз даних, дослідження, Федоров Д.О.: аналіз даних, перегляд та редагування тексту)

6) Федоров Д.О., Туз В.О. Моделі прогнозування кризи течії теплоносія з надкритичними параметрами // Матеріали XVIII МНТК молодих вчених та студентів 2020 року. У 2 т. – К. : КПІ ім. Ігоря Сікорського, 2020. С.52 – Т. 1. – 224 с. (Федоров Д.О.: Автор ідеї, написання основного тексту, аналіз даних, дослідження, Туз В.О.: перегляд та редагування тексту)

7) Федоров Д.О., Туз В.О. Особливість явища критичного витоку теплоносія на надкритичних параметрах // Матеріали XIX МНТК молод. вчених і студ., м. Київ, 20–23 квіт. 2021 р. – Київ : КПІ ім. Ігоря Сікорського, Вид-во «Політехніка», 2021. С.42-43 – Т. 1. – 334 с (Федоров Д.О.: Автор ідеї, написання основного тексту, аналіз даних, дослідження, Туз В.О.: перегляд та редагування тексту)

8) Філонов В.В., Федоров Д.О. Оцінка реактивного впливу під час розриву ділянки ГЦТ повним перерізом // Матеріали XX МНТК молод. вчених і студ. (присвячена 125-річчю КПІ ім. Ігоря Сікорського та 90-річчю НН ІАТЕ (ТЕФ)),

м. Київ, 25–28 квіт. 2023 р. – Київ : КПІ ім. Ігоря Сікорського, Вид-во «Політехніка», 2023. С.85-86. – Т. 1. – 256 с. (Філонов В.В.: Автор ідеї, написання основного тексту, аналіз даних, Федоров Д.О.: аналіз даних, дослідження, перегляд та редагування тексту)

9) Filonov, V., Kovalenko, O., Dubyk, Y., Filonova, Y., & Fedorov, D. "Effect of the Heat Transfer Correlation Choice on the Coupled Assessment of Energy Release and Stress-Strain State of an Elementary Supercritical Fuel Rod Under Nuclear Heating Conditions." *Proceedings of the 2024 31st International Conference on Nuclear Engineering. Volume 4: SMRs, Advanced Reactors, and Fusion. Prague, Czech Republic. August 4–8, 2024. V004T04A069. ASME.* <https://doi.org/10.1115/ICONE31-136275> (V. Filonov: Formal analysis, Investigation, Supervision, Writing – original draft, Writing – review & editing. V. Kovalenko: Investigation, Writing – review & editing. O. Dubyk: Investigation, Formal analysis, Writing – review & editing. Y. Filonova: Formal analysis, Writing – review & editing. D. Fedorov: Formal analysis, Writing – review & editing, Investigation)

10) Filonov, V., Dubyk, Y., Kovalenko, O., Filonova, Y., & Fedorov, D. "Evaluation of Three-Dimensional Initial Dynamics of the Decompression Wave at LB LOCA in the Advanced Supercritical Reactor ECC-SMART." *Proceedings of the 2024 31st International Conference on Nuclear Engineering. Volume 4: SMRs, Advanced Reactors, and Fusion. Prague, Czech Republic. August 4–8, 2024. V004T04A068. ASME.* <https://doi.org/10.1115/ICONE31-136271> (V. Filonov: Formal analysis, Investigation, Supervision, Writing – original draft, Writing – review & editing. O. Dubyk: Writing – review & editing. V. Kovalenko: Formal analysis, Writing – review & editing. Y. Filonova: Formal analysis, Writing – review & editing. D. Fedorov: Formal analysis, Writing – review & editing, Investigation)

11) Філонов В.В., Федоров Д.О., Філонова Ю.С., Коваленко О.В. Розрахунковий аналіз пізньої фази внутрішньо корпусної стадії важкої аварії для концепції SCW-SMR з горизонтальним розташуванням ТВЗ активної зони. // Матеріали IX Міжнар. конф. «Комп'ютерна гідромеханіка» 1-2 жовтня 2024. С.78-79 (Філонов В.В.: Автор ідеї, написання основного тексту, аналіз даних,

Федоров Д.О.: аналіз даних, дослідження, написання основного тексту, перегляд та редагування тексту, Філонова Ю.С.: перегляд та редагування тексту, Коваленко О.В.: перегляд та редагування тексту)

12) Filonov, V., Fedorov, D., Kovalenko, O., Dubyk, Y., Filonova, Y. Assessment of the failure time of the ECC-SMART supercritical reactor vessel in the late phase of a severe accident // 11th International symposium on supercritical water-cooled reactors: Pisa, Italy, February 3-5, 2025, P.313-331, <https://doi.org/10.12871/9791256081332> (V. Filonov: Formal analysis, Investigation, Supervision, Writing – original draft, Writing – review & editing. D. Fedorov: Formal analysis, Investigation, Writing – original draft, Writing – review & editing. V. Kovalenko: Formal analysis, O. Dubyk: Formal analysis, Y. Filonova: Formal analysis, Writing – review & editing)

13) Filonov, V., Kovalenko, O., Fedorov, D., Filonova, Y. Multiphysics assessment of the SCW SMR heat generating channel condition using differential method of the heat transfer intensity and resistance calculation. // 11th International symposium on supercritical water-cooled reactors: Pisa, Italy, February 3-5, 2025, P.199-218, <https://doi.org/10.12871/9791256081332> (V. Filonov: Formal analysis, Investigation, Supervision, Writing – original draft, Writing – review & editing. V. Kovalenko: Formal analysis, Investigation, Writing – original draft, D. Fedorov: Formal analysis, Writing – review & editing, Y. Filonova: Formal analysis, Writing – review & editing)

**ДОДАТОК Б ПРАКТИЧНЕ ЗАСТОСУВАННЯ РОЗРОБЛЕНИХ ПІДХОДІВ
ТА РЕЗУЛЬТАТІВ ДОСЛІДЖЕНЬ**



Товариство з обмеженою відповідальністю
"ІПП-ЦЕНТР"

01013, м. Київ, вул. Будіндустрії, 5Б

Код ЄДРПОУ 24264063

E-mail: ipp@ipp-centre.com.ua

Веб-сайт: www.ipp-centre.com.ua

Від «13» січня 2026 р.

ЗАТВЕРДЖУЮ

Директор ТОВ «ІПП-ЦЕНТР»

МАТЕЯЩУК Б.М.



ДОВІДКА

про впровадження результатів дисертаційної роботи
Федорова Дмитра Олеговича
на тему

«Прогнозування пізньої фази внутрішньо корпусної стадії важкої аварії для перспективних реакторів IV покоління з надкритичними параметрами теплоносія»

Дана довідка засвідчує те, що дисертаційна робота відповідає перспективному напрямку науково-технічної діяльності в рамках міжнародних дослідницьких та навчальних програм Євроатому, а також пріоритетному тематичному напрямку наукових досліджень і науково-технічних розробок: "Фундаментальні проблеми фізики, астрофізики, матеріалознавства, атомної енергетики та радіаційної безпеки", затвердженому постановою Кабінету Міністрів України № 476 від 30 квітня 2024 р.

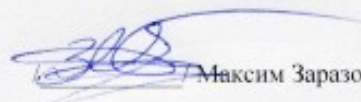
Реалізований у роботі комплексний науково - інженерний підхід було апробовано при виконанні етапу «Аналіз безпеки концептуального проєктного рішення безпечного маломодульного реактора охолоджуваного надкритичною водою (SCW-SMR)» європейсько-канадсько-китайського консорціуму ECC-SMART. Це дозволило оцінити ударні навантаження початкової динаміки враховуючи перехід з надкритичного стану в двофазну область при аварійній декомпресії контуру циркуляції. При цьому враховані особливості кризи течії, що є поліпшуючим фактором.

Підходи, що були запропоновані для оцінки параметрів перспективних тепловідільних збірок в мультифізичному наближенні дали можливість оцінювати не лише інтегральні параметри, а й розподілені величини, що суттєво поліпшує формування початкового стану для оцінки матеріальних параметрів деградації проточної частини реактора такого типу під час важкої аварії.

Все це дає можливість отримати характеристики температуро-матеріального стану розплавленого коріуму у нижній камері змішування реактора для пізньої фази внутрішньо корпусної стадії важкої аварії та першу параметричну оцінку відмови корпусу реактора в залежності від умов зовнішнього охолодження для надкритичного реактора.

Розроблені підходи застосовані в рамках робіт спільного європейсько-канадсько-китайського проєкту «Технологія малого модульного реактора» ECC-SMART (грантова угода No 945234), де підприємство є одним із виконавців.

Головний інженер,
ТОВ «ІПП-ЦЕНТР»,
к.т.н.

 Максим Заразовський