

**ІНСТИТУТ ПРОБЛЕМ МАТЕМАТИЧНИХ МАШИН І СИСТЕМ
НАЦІОНАЛЬНА АКАДЕМІЯ НАУК УКРАЇНИ**

Кваліфікаційна наукова праця
на правах рукопису

ГАШИМОВ АРТУР МАРАТОВИЧ

УДК 004.9:621.039.56

ДИСЕРТАЦІЯ

**МЕТОД ВИЗНАЧЕННЯ КРИТЕРІЇВ ПОЧАТКУ ПОШКОДЖЕННЯ
АКТИВНОЇ ЗОНИ РЕАКТОРНОЇ УСТАНОВКИ ВВЕР-1000 ЗА
РЕЗУЛЬТАТАМИ МОДЕЛЮВАННЯ ТЕПЛОГІДРАВЛІЧНИХ ПРОЦЕСІВ**

Спеціальність: 122 «Комп'ютерні науки»

Галузь знань: 12 «Інформаційні технології»

Подається на здобуття ступеня доктора філософії

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

_____ А. М. Гашимов

Науковий керівник Бегун Василь Васильович, доктор технічних наук, доцент

КИЇВ — 2026

АНОТАЦІЯ

Гашимов А.М. Метод визначення критеріїв початку пошкодження активної зони реакторної установки ВВЕР-1000 за результатами моделювання теплогідравлічних процесів. — Кваліфікаційна наукова праця на правах рукопису.

Дисертація на здобуття ступеня доктора філософії за спеціальністю 122 — «Комп'ютерні науки» (12 — «Інформаційні технології»). — Інститут проблем математичних машин і систем НАН України, Київ, 2026.

У дисертаційному дослідженні вирішується актуальне наукове завдання, яке полягає у створенні науково обґрунтованого методу визначення достатньої кількості параметрів та визначення їх оптимальних значень для прийняття рішень автоматизованою інформаційною системою підтримки оператора щодо зміни стратегії управління аварією у процесі її розвитку у важку фазу для реакторної установки ВВЕР-1000.

Аварії на АЕС є основним фактором небезпеки даної технології та потребують постійних зусиль по їх попередженню та зменшенню наслідків. Найбільш небезпечними є аварії, що супроводжуються пошкодженням активної зони та плавленням ядерного палива. Прикладами таких аварій є аварії на АЕС Три-Майл-Айленд (1979), ЧАЕС (1986), АЕС Фукусіми (2011).

Аварії на АЕС відрізняються складністю перехідних процесів та великою кількістю параметрів моніторингу стану реакторної установки, які при цьому змінюються, що ускладнює оператору реакторної установки визначення причини аварії та ідентифікації можливих сценаріїв розвитку подій. Це призводить до необхідності створення імітаційних комп'ютерних моделей для попереднього аналізу можливих сценаріїв потенційних аварій на АЕС із метою визначення критеріїв ідентифікації стану реакторної установки та проведення обчислювальних експериментів з метою дослідження розвитку процесів для всієї множини можливих аварійних сценаріїв. Результатом такого моделювання стає набір критеріїв для прийняття рішень та інструкцій для оператора, які інтегруються в автоматизовані

інформаційні системи та дублюються у друкованому виді.

Для керування важкими аваріями розроблено окремий комплект аварійних інструкцій та процедур, що враховують специфіку перебігу даного класу аварій. Проте невирішеним залишається питання надійної діагностики переходу аварії у важку фазу та зменшення консервативності існуючих критеріїв. Проблема визначення критерію переходу дій персоналу від інструкції по ліквідації аварій (ІЛА) до керівництва з управління важкими аваріями (КУВА) не вирішена остаточно ще й тому, що параметри пошкодження активної зони не є прямо вимірюваними та потребують розробки імітаційних комп'ютерних моделей. При цьому у процесі імітаційного комп'ютерного моделювання потрібно встановити залежності вимірюваних параметрів, таких як температура на виході з активної зони та інших від недоступних для вимірювання параметрів (їх неможливо виміряти без повної зупинки реакторної установки), які характеризують пошкодження активної зони — кількість матеріалу оболонки тепловиділяючого елементу ядерного палива (ТВЕЛ), що окислився, максимальна глибина окислення оболонки ТВЕЛ чи максимальна температура оболонки ТВЕЛ. Дана проблема є галузевою в області атомної енергетики України та світу і потребує комп'ютерного моделювання й дослідження реакторної установки (РУ) з урахуванням специфіки перебігу даного класу аварій.

Розвиток потенційних аварійних процесів на АЕС можна умовно розділити на три фази: проєктна аварія (аварії, що врахована проєктом при розробці систем безпеки та супроводжується не більш ніж однією незалежною від вихідної події відмовою обладнання або помилковими діями персоналу), запроєктна аварія (проєктна аварія при виникненні непередбаченої проєктом систем безпеки вихідною подією, або / та більш ніж однією незалежною відмовою обладнання або помилковими діями персоналу) та важку аварію (аварія, що супроводжується пошкодженням ядерного палива). Визначення критерію переходу запроєктної аварії у важку фазу є важливим науковим завданням яке безпосередньо впливає на ефективність реалізації протиаварійних процедур та вибору найефективніших дій персоналу.

Метою дисертаційної роботи є розробка методу аналізу потоків вимірюваної інформації в аварійних ситуаціях та інформації від удосконаленої імітаційної комп'ютерної моделі РУ типу ВВЕР-1000 з ціллю удосконалення та оптимізації автоматизованої інформаційної системи підтримки оператора на основі симптомно-орієнтованих аварійних інструкцій.

Розробка методу визначення критерію переходу від ІЛА до КУВА включає вивчення міжнародного досвіду, моделювання теплогідравлічних та радіаційних процесів, складання переліку представницьких вихідних подій, виконання розрахунків та визначення методів аналізу результатів з урахуванням граничних умов, що накладаються протиаварійними алгоритмами, можливостями засобів вимірювання на реакторній установці та невизначеностей параметрів активної зони внаслідок природи протікання ядерно-фізичних та теплогідравлічних процесів.

Предметом дослідження є моделі, методи формалізованого опису та комп'ютерні коди з програмною реалізацією протікання запроєктної аварії та розробки методу визначення критерію переходу запроєктної аварії у фазу важкої аварії.

У ході виконання наукового дослідження отримано такі наукові результати:

Вперше:

1. Для автоматизованої інформаційної системи РУ на основі комп'ютерного імітаційного моделювання сценаріїв запроєктних аварій реакторів типу ВВЕР-1000 розроблено метод визначення критерію переходу запроєктної аварії у важку фазу на основі багатопараметричного критерію, який включає температурні та радіаційні параметри, що на відміну від консервативного критерію, який використовується у теперішній час й не підтверджений розрахунково, дозволяє отримати науково обґрунтовані граничні значення параметрів для прийняття рішень в алгоритмах управління аварійними станами РУ з меншою долею консерватизму за рахунок зменшення невизначеності, яка впливає з базових характеристик реакторної установки ВВЕР-1000 та різноманітності експлуатаційних станів й вихідних подій аварій. Розроблений метод можна адаптувати для реакторних установок іншого типу;

2. Розроблено на основі RELAP5 для реакторів типу ВВЕР-1000 деталізовану комп'ютерну імітаційну модель вимірювальних термопар на виході активної зони та оточуючих їх конструктивних елементів, що дозволило врахувати інерційну затримку інформації для автоматизованої інформаційної системи РУ в умовах швидкоплинних процесів зміни температури у перехідних аварійних процесах, що зменшує невизначеності стану ядерного палива у реальному часі.

Набула подальшого розвитку комп'ютерна модель моніторингу радіаційних полів у приміщеннях гермооболонки реакторного відділення для реакторів типу ВВЕР-1000 у процесах розвитку аварії за рахунок синтезу й аналізу інформації усіх засобів штатної системи вимірювання радіаційних параметрів, що дозволило врахування радіаційного критерію у методі визначення початку пошкодження активної зони реакторної установки, чим підвищується надійність діагностики стану активної зони в аварійних умовах;

Удосконалено у цілому імітаційну комп'ютерну модель реакторної установки ВВЕР-1000 на основі RELAP5 шляхом коректного врахування процесів за умов високих температур теплоносія при низькій густині пари притаманних пізнім стадіям запроектованої аварії при переході у важку фазу за рахунок більш детального моделювання систем вимірювання температури теплоносія та врахування ефектів теплової інерції.

У вступі обґрунтовані актуальність теми дисертаційного дослідження, визначено мету, завдання, об'єкт і предмет дослідження, визначені основні положення, а також наукова і практична цінність отриманих результатів та зазначено особистий внесок автора. Описані методики аналізу та наведено публікації, в яких висвітлено наукові результати.

У першому розділі «Аналіз існуючих інформаційних технологій управління аварійними процесами реакторної установки АЕС» проведено аналіз існуючих підходів та міжнародний досвід проведення комп'ютерного моделювання й аналізу теплогідравлічних процесів з метою визначення критеріїв переходу від ІЛА до КУВА. Описані етапи розвитку застосування теплогідравлічного аналізу в Україні із застосуванням коду RELAP5 та комп'ютерного моделювання аварійних процесів

у реакторній установці ВВЕР взагалі. Проведено короткий аналіз аварійних інструкцій, що містять алгоритми протиаварійних дій персоналу для запроєктної та важкої аварії на реакторній установці ВВЕР-1000.

У другому розділі «Розробка імітаційної комп'ютерної моделі РУ» наведено опис імітаційної комп'ютерної моделі реакторної установки ВВЕР-1000 на основі RELAP5, що включає опис підходів до моделювання основних елементів РУ та специфічні підходи до моделювання, зокрема термопар та теплових структур моделі, що забезпечують достовірність розрахунків в умовах переходу запроєктної аварії у важку фазу, яка супроводжується комбінацією високих температур та низької щільності пари і потребує детального моделювання для врахування інерційності теплових процесів.

У третьому розділі «Обчислювальний експеримент з метою валідації імітаційної комп'ютерної моделі та аналізу динаміки розвитку аварійних процесів» представлено аналіз динаміки розвитку теплогідравлічних процесів, впливу основних протиаварійних дій, взаємозв'язку основних параметрів доступних для прямих вимірів з розрахунковими. Проаналізовані границі застосовності засобів вимірювання, зокрема визначені засоби пост аварійного моніторингу, які кваліфіковані для виконання вимірювань в умовах важких аварій. Також у розділі наведено результати валідації імітаційної комп'ютерної моделі на основі RELAP5 з урахуванням моделювання критичних елементів (термопар, ядерного палива та теплових структур), яка підтверджує застосовність моделі для достовірного розрахунку теплофізичних параметрів реакторної установки в аварійних умовах.

У четвертому розділі «Розробка методу визначення критеріїв початку пошкодження активної зони РУ» виконано розробку методу визначення критеріїв початку пошкодження активної зони (переходу запроєктної аварії у фазу важкої аварії) та виконано визначення основних параметрів, що дозволять реалізувати алгоритм переходу від ІЛА до КУВА. Розробка Методу включає виконання серію теплогідравлічних розрахунків базуючись на сценаріях які охоплюють різні стани реакторної установки та різні комбінації протиаварійних дій. На основі розрахунків, наведено перелік основних параметрів активної зони (температура на

виході з активної зони, час досягнення граничних значень температури) та визначено зв'язок з критеріями досягнення умов важкого пошкодження активної зони, які не є прямо вимірюваними (максимальна температура оболонок тепловиділяючого елемента (ТВЕЛ), глибина окислення оболонок ТВЕЛ, маса цирконію, що прореагував в активній зоні ядерного реактора). Також у Розділі 4 наведено результати моделювання приміщень ГО, що використовувались для розрахунку дозових показників у ГО упродовж розвитку аварії. За результатами виконання та аналізу розрахунків було розроблено метод визначення критерію переходу від ІЛА до КУВА та отримана комбінація параметрів, яка дозволяє надійно та з меншим рівнем консерватизму ідентифікувати початок важкого пошкодження активної зони.

Узагальнюючим результатом дисертаційного дослідження є розробка методу визначення критерію переходу від ІЛА до КУВА на основі імітаційного комп'ютерного моделювання та алгоритму обробки аналітичних результатів, що дозволило визначити основні параметри початку важкого пошкодження активної зони з урахуванням динаміки аварійних процесів та часу ефективного застосування протиаварійних алгоритмів. Використання комбінованого критерію, що містить параметри відмінної фізичної природи — теплогідравлічні та радіаційні, дозволило зменшити невизначеність розрахункових теплотехнічних параметрів активної зони під час аварій та уникнути можливості хибного входу до КУВА. При розробці методу визначення параметрів початку пошкодження АкЗ, враховувались можливі викиди активності у ГО, що супроводжують запроєктні аварії, для уникнення хибного входу до КУВА.

У висновках узагальнено основні дослідження та їх результати, сформульовано положення які винесені на захист, а також узагальнено перспективи подальшого моделювання теплогідравлічних процесів та виконання комбінованих розрахунків з додаванням радіаційного фактора.

Результати наукових досліджень були використані під час науково-технічної діяльності ТОВ «Енергоризик» у рамках договору з ДП НАЕК «Енергоатом» на виконання науково-дослідних робіт: «Оптимізація та обґрунтування критеріїв

переходу до роботи за керівництвами з управління важкими аваріями пілотних енергоблоків № 1 ЗАЕС, № 1 ЮУАЕС, № 1 РАЕС».

Ключові слова: інформаційні технології, комп'ютерне моделювання, комп'ютерний код, інформаційний критерій, вхідні дані, вихідні параметри, вихідна подія, важка аварія, реакторна установка (РУ), RELAP5, АЕС, комп'ютерне моделювання, теплогідравлічні процеси, радіаційні процеси, алгоритм.

ABSTRACT

Hashymov A.M. Method for determining the criteria for the onset of core damage of the VVER-1000 reactor plant based on the results of modeling thermal-hydraulic processes. — Qualifying scientific work as a manuscript.

Dissertation for the degree of Doctor of Philosophy in specialty 122 — «Computer Science» (12 — «Information Technologies»). — Institute of Problems of Mathematical Machines and Systems of the National Academy of Sciences of Ukraine, Kyiv, 2026.

This dissertation addresses a pressing scientific problem, which consists of developing a scientifically sound method for identifying a sufficient number of parameters and determining their optimal values to enable an automated operator support information system to make decisions regarding changes to the accident management strategy as the accident progresses into a severe phase for a VVER-1000 reactor unit.

Accidents at nuclear power plants are the primary hazard associated with this technology and require constant efforts to prevent them and mitigate their consequences. The most dangerous accidents are those accompanied by damage to the core and nuclear fuel meltdown. Examples of such accidents include the Three Mile Island (1979), Chernobyl (1986), and Fukushima (2011) nuclear power plant accidents.

Accidents at nuclear power plants are characterized by the complexity of transient processes and a large number of parameters for monitoring the reactor plant's condition, which change rapidly, making it difficult for the reactor plant operator to determine the cause of the accident and identify possible scenarios for how events might unfold. This necessitates the creation of computer simulation models for the preliminary analysis of possible scenarios for potential accidents at nuclear power plants, with the aim of defining criteria for identifying the reactor plant's state and conducting computational experiments to study the progression of processes across the entire range of possible accident scenarios. The result of such modeling is a set of decision-making criteria and operator instructions, which are integrated into automated information systems and duplicated in printed form.

A separate set of emergency instructions and procedures has been developed for managing severe accidents, taking into account the specific characteristics of this class of accidents. However, the issue of reliably diagnosing the transition of an accident to a severe phase and reducing the conservativeness of existing criteria remains unresolved. The problem of determining the criterion for transitioning personnel actions from the Accident Mitigation Instructions (AMI) to the Severe Accident Management Guidelines (SAMG) has not yet been definitively resolved, partly because the parameters of core damage are not directly measurable and require the development of computer simulation models. At the same time, during the process of computer simulation, it is necessary to establish the relationships between measurable parameters — such as the temperature at the reactor core outlet and others — and parameters that cannot be measured (as they cannot be measured without a complete shutdown of the reactor unit), which characterize the damage to the reactor core — the amount of oxidized cladding material in a nuclear fuel assembly (FEA), the maximum depth of FEA cladding oxidation, or the maximum temperature of the FEA cladding. This problem is a major challenge in the nuclear power industry in Ukraine and worldwide and requires computer modeling and research of the reactor plant, taking into account the specific characteristics of this class of accidents.

The development of potential accident processes at a nuclear power plant can be conditionally divided into three phases: a design-basis accident (an accident accounted for in the design when developing safety systems and accompanied by no more than one equipment failure or human error independent of the initiating event), a beyond-design-basis accident (a design-basis accident in which an initiating event not anticipated by the safety systems occurs, and/or more than one independent equipment failure or human error occurs), and a severe accident (an accident accompanied by damage to nuclear fuel). Defining the criterion for the transition of a beyond-design-basis accident to the severe phase is an important scientific task that directly affects the effectiveness of implementing emergency procedures and selecting the most effective actions by personnel.

The objective of this dissertation is to develop a method for analyzing the flow of measured information during emergency situations and information from an improved computer simulation model of a VVER-1000-type reactor unit, with the aim of improving

and optimizing the automated operator support information system based on symptom-oriented emergency instructions.

The development of a method for determining the criterion for transitioning from AMI to SAMG involves studying international experience, modeling thermohydraulic and radiation processes, compiling a list of representative initial events, performing calculations, and determining methods for analyzing the results, taking into account the boundary conditions imposed by emergency algorithms, the capabilities of measurement instruments at the reactor facility, and uncertainties in core parameters resulting from the nature of nuclear-physical and thermohydraulic processes.

The subject of the study is models, methods of formalized description, and computer codes with software implementation of a beyond-design-basis accident, as well as the development of a method for determining the criterion for the transition of a beyond-design-basis accident into a severe accident phase.

The following scientific results were obtained during the course of this research:

For the first time:

1. For the automated information system of the reactor unit, based on computer simulation modeling of beyond-design-basis accident scenarios for VVER-1000 type reactors, a method was developed to determine the criterion for the transition of a beyond-design-basis accident to the severe accident phase based on a multiparameter criterion that includes temperature and radiation parameters; unlike the conservative criterion currently in use, which has not been confirmed by calculations, allows for the derivation of scientifically sound threshold values for parameters used in decision-making within reactor emergency control algorithms, with a lower degree of conservatism due to a reduction in uncertainty arising from the basic characteristics of the VVER-1000 reactor plant and the diversity of operating conditions and initial accident events. The developed method can be adapted for other types of reactor units.

2. A detailed computer simulation model of the measuring thermocouples at the core outlet and the surrounding structural elements was developed based on RELAP5 for VVER-1000-type reactors, which made it possible to account for the inertial delay in information for the automated control room information system under conditions of

rapidly changing temperature processes during transient accident scenarios, thereby reducing uncertainties regarding the state of nuclear fuel in real time.

A computer model for monitoring radiation fields inside the containment of the reactor compartment for VVER-1000-type reactors during accident progression was further developed by synthesizing and analyzing data from all components of the normal-operating radiation measurement system, which made it possible to incorporate the radiation criterion into the method for determining the onset of damage to the reactor core, thereby improving the reliability of core condition diagnostics under accident conditions.

The overall computer simulation model of the VVER-1000 was improved overall based on RELAP5 by correctly accounting for processes under conditions of high coolant temperatures and low steam density characteristic of the late stages of a beyond-design-basis accident during the transition to the severe phase, through more detailed modeling of coolant temperature measurement systems and consideration of thermal inertia effects.

The introduction justifies the relevance of the dissertation topic, defines the purpose, objectives, object, and subject of the study, outlines the main provisions, and highlights the scientific and practical value of the results obtained, while also noting the author's personal contribution. The analysis methods are described, and publications presenting the scientific results are cited.

In the first chapter, «Analysis of Existing Information Technologies for Managing Accident Processes in NPP Reactor Plants», an analysis is conducted of existing approaches and international experience in computer modeling and analysis of thermohydraulic processes to determine the criteria for transitioning from AMI to SAMG. The stages of development in the application of thermohydraulic analysis in Ukraine using the RELAP5 code and computer modeling of accident processes in VVER reactor units in general are described. A brief analysis is conducted of accident procedures containing algorithms for personnel emergency response to beyond-design-basis and severe accidents at a VVER-1000 reactor plant.

The second chapter, «Development of a Simulation Computer Model of the Reactor Plant», provides a description of the simulation computer model of the VVER-

1000 reactor plant based on RELAP5, including a description of approaches to modeling the main elements of the reactor plant and specific modeling approaches, in particular, thermocouples and the model's thermal structures, which ensure the reliability of calculations under conditions where a beyond-design-basis accident transitions into a severe phase — a phase accompanied by a combination of high temperatures and low steam density and requiring detailed modeling to account for the inertia of thermal processes.

The third chapter, «Computational Experiment for the Validation of a Computer Simulation Model and Analysis of the Dynamics of Accident Processes», presents an analysis of the dynamics of thermohydraulic processes, the impact of key accident mitigation actions, and the relationship between key parameters available for direct measurement and calculated values. The limits of applicability of measurement instruments are analyzed; in particular, post-accident monitoring tools qualified for performing measurements under severe accident conditions are identified. This chapter also presents the results of the validation of a RELAP5-based computer simulation model, taking into account the modeling of critical elements (thermocouples, nuclear fuel, and thermal structures), which confirms the model's applicability for reliable calculation of the thermophysical parameters of a reactor unit under accident conditions.

In the fourth chapter, «Development of a Method for Determining Criteria for the Onset of Core Damage», a method was developed to determine the criteria for the onset of core damage (the transition from a beyond-design-basis accident to a severe accident) and the key parameters were identified that will enable the implementation of the algorithm for the transition from a beyond-design-basis accident to a severe accident. The development of the method involves performing a series of thermohydraulic calculations based on scenarios covering various states of the reactor plant and different combinations of emergency response actions. Based on these calculations, a list of key core parameters (core outlet temperature, time to reach temperature thresholds) is provided, and a relationship is established with the criteria for severe core damage — which cannot be directly measured (maximum temperature of fuel element cladding, depth of oxidation of the fuel element cladding, and mass of zirconium that has reacted in the nuclear reactor

core). Chapter 4 also presents the results of modeling the emergency shelter facilities, which were used to calculate dose rates in the emergency shelters throughout the course of the accident. Based on the results of performing and analyzing the calculations, a method was developed to determine the criterion for the transition from the beyond-design-basis accident to a severe accident, and a combination of parameters was obtained that allows for the reliable identification of the onset of severe core damage with a lower level of conservatism.

The overarching result of this dissertation research is the development of a method for determining the criterion for the transition from AMI to SAMG based on computer simulation and an algorithm for processing analytical results, which made it possible to determine the key parameters of the onset of severe core damage, taking into account the dynamics of accident processes and the time required for the effective application of accident mitigation algorithms. The use of a combined criterion, which includes parameters of different physical nature — thermohydraulic and radiative — made it possible to reduce the uncertainty of the calculated thermohydraulic parameters of the core during accidents and to avoid the possibility of a false entry into the SAMG. When developing the method for determining the parameters of the onset of core damage, potential releases of radioactivity into the containment accompanying beyond-design-basis accident were taken into account to avoid erroneous entry into the SAMG.

The conclusions summarize the main studies and their results, formulate the propositions presented in the thesis defense, and outline the prospects for further modeling of thermohydraulic processes and performing combined calculations incorporating a radiation factor.

The results of the scientific research were used during the scientific and technical activities of Energorizik LLC under a contract with the State Enterprise National Atomic Energy Company «Energoatom» to carry out research work titled: «Optimization and Justification of Criteria for Transition to Operation in Accordance with the Severe Accident Management Guidelines for Pilot Power Units N 1 at the Zaporizhzhia NPP, N 1 at the South Ukraine NPP, and N 1 at the Rivne NPP».

Keywords: information technology, computer modeling, computer code,

information criterion, input data, output parameters, initiating event, severe accident, reactor unit (RU), RELAP5, nuclear power plant, computer modeling, thermohydraulic processes, radiation processes, algorithm.

СПИСОК ПУБЛІКАЦІЙ ЗДОБУВАЧА ЗА ТЕМОЮ ДИСЕРТАЦІЇ

Наукові праці, в яких опубліковані основні наукові результати дисертації:

1. Vaglio-Gaudard C., Airola M., Ambrosini W., Crevon S., De Angelis A., Fütterer M. A., Goicea A., Hashymov A., Hollands T., Ikonen J. P. et al. Nuclear Small Modular Reactors into low-carbon energy systems: an illustration using a recent European R&D initiative. *Sustainable Energy Technologies and Assessments*. 2025. Vol. 78, Art. N 104787. DOI: <https://doi.org/10.1016/j.seta.2025.104787>. (CrossRef, Scopus (Q1), Science Citation Index Expanded (SCIE), Google Scholar).
2. Böttcher M., Bernard O., Mas A., Sanchez V., Nop R., Belaunde F., Bourcier C., Ruban D., Hashymov A., Halim O., Pucciarelli A., Forgione N. CFD analysis of coolant mixing in VVER-1000/V320 reactor pressure vessel. *Annals of Nuclear Energy*. 2024. Vol. 197. Art. N 110274. DOI: <https://doi.org/10.1016/j.anucene.2023.110274>. (CrossRef, Scopus (Q1), Web of Science, Google Scholar).
3. von Oertzen G., Nitzsche O., Hashymov A. UC1 sampling plan, liquid waste storage tanks, JRC Ispra. *EPJ Nuclear Sciences & Technologies*. 2020. Vol. 6. Art. N 15. DOI: <https://doi.org/10.1051/epjn/2019043>. (CrossRef, Web of Science, DOAJ, Google Scholar).

Наукові роботи, які засвідчують апробацію матеріалів дисертації:

4. Verrier D., Vezzoni B., Calgaro. B., Bernard O., Previti A., Lafaurie C., Hashymov A., Groudev P., Stefanova A. et al. Codes and Methods Improvements for VVER Comprehensive Safety Assessment: The CAMIVVER H2020 Project. *Proc. of the 2021 28th Intern. Conf. on Nuclear Engineering. Vol. 2: Nuclear Fuels, Research, and*

Fuel Cycle; Nuclear Codes and Standards; Thermal-Hydraulics. (ASME, Virtual, Online. August 4–6, 2021). Paper N: ICONE28-64169, V002T07A010. ASME, 2021. 6 P. ISBN: 978-0-7918-8525-3. DOI: <https://doi.org/10.1115/ICONE28-64169>. (CrossRef, Scopus, ASME Digital Collection).

5. Stefanova A., Groudev P., Vryashkova P., Hashymov A. et al. Benchmark results of Main Coolant Pump start-up transient of the VVER-1000 Kozloduy-6 Nuclear Power Plant. *Proc. of ICAPP 2023*. (23–27 April 2023, Gyeongju, Korea). 2023. Paper N 2023117. 8 P. URL: https://www.researchgate.net/publication/377689533_Benchmark_results_of_Main_Coolant_Pump_start-up_transient_of_the_VVER1000_Kozloduy-6_Nuclear_Power_Plant. (дата звернення: 19.12.2025).

6. Hashymov A. Safety Analysis, Thermal hydraulic. RELAP5. Refresh. *Support to the Nuclear Regulator in South Africa* (Identification Nr: EU-INTPA/2O221EA-RP/0067). Training Workshop, 10–14 February 2025. 79 p.

7. Hashymov A. Safety Analysis, Thermal hydraulic. RELAP5. *Support to the Nuclear Regulator in South Africa* (Identification Nr: EU-INTPA/2O221EA-RP/0067). Training Workshop, 21 October – 1 November 2024. 94 p.

8. Бегун В.В., Гашимов А.М. Впровадження технології ММР в Україні. Адаптація існуючої системи поводження з ВЯП. *Проблеми зняття з експлуатації об'єктів ядерної енергетики та відновлення навколишнього середовища (INUDECO 2025)*: Матеріали X Міжнар. конф. Чернігів: НУ «Чернігівська політехніка», 2024. С. 9.

9. Бегун В.В., Гашимов А.М. Оцінка безпеки ММР по радіаційному фактору на майданчику АЕС. *Проблеми зняття з експлуатації об'єктів ядерної енергетики та відновлення навколишнього середовища (INUDECO 2024)*: Матеріали IX Міжнар. конф. Чернігів: НУ «Чернігівська політехніка», 2024. С. 5.

10. Кньовець Д.В., Гашимов А.М. Визначення найбільш ефективної процедури відновлення при аварії з протічкою першого контуру. *Сучасні проблеми наукового забезпечення енергетики*: матеріали XVII Міжнар. наук.-практ. конф. молодих вчених та студентів (Київ, 23–26 квітня 2019 р.). Київ, 2019. Т. 1. С. 17. URL: https://iate.kpi.ua/uploads/p_21_46257126.pdf. (дата звернення: 19.12.2025).

11. Бегун В.В., Гашимов А.М. Модифікація комп'ютерної розрахункової моделі реакторної установки ВВЕР-1000. Детальне моделювання термодинаміки. *Інформаційні технології та комп'ютерне моделювання*: матеріали Міжнар. наук.-практ. конф. (Івано-Франківськ, 6–8 липня 2023 р.). Івано-Франківськ, 2023. С. 165–166. ISBN: 978-617-8128-23-4.

12. Філонюк Д.А., Гашимов А.М. Визначення набору реєстрованих параметрів, які достовірно характеризують перехід від запроектованої аварії до тяжкої аварії. *Сучасні проблеми наукового забезпечення енергетики*: матеріали XVI Міжнар. наук.-практ. конф. аспірантів, магістрантів і студентів (Київ, 24–27 квітня 2018 р.). Київ, 2018. Т. 1. С. 31.

Наукові праці, які додатково відображають наукові результати дисертації:

13. Vaglio-Gaudard C., Airola M., Ambrosini W., Crevon S., De Angelis A., Fütterer M. A., Goicea A., Hashymov A., Hollands T., Ikonen J. P. et al. The EURATOM TANDEM Project to Pave the Way of Nuclear SMR Integration into Hybrid Energy Systems Contributing to Net-Zero Emission. *SSRN*. 2025. (Preprint). DOI: <https://doi.org/10.2139/ssrn.5405285>.

14. Von Oertzen G., Nitzsche O., Gashimov A. Sampling plans for use case 1. UC1 sampling plan, liquid waste storage tanks, JRC Ispra. *INSIDER Project* (Horizon 2020). Deliverable D3.4. 2019. 20 p. URL: <https://insider-h2020.eu/wp-content/uploads/2019/04/INSIDER-D3.4-UC1-sampling-plan-V2-PU.pdf>. (дата звернення: 19.12.2025).

15. Bernard O., Etcheto J., Garcia M., Hashymov A. et al. Description of thermal-hydraulics models. Results of steady-state benchmark. *CAMIVVER Project* (Horizon 2020). Deliverable D7.1. 2021. 30 p. URL: <https://cordis.europa.eu/project/id/945081/results>. (дата звернення: 19.12.2025).

16. Hashymov A., Sevbo O. A comprehensive review of the available VVER

data for verification and validation of neutronics and thermal-hydraulics codes. *CAMIVVER Project* (Horizon 2020). Deliverable D3.1. 2021. 25 p. URL: <https://cordis.europa.eu/project/id/945081/results>. (дата звернення: 19.12.2025).

17. Stefanova A., Groudev P., Vryashkova P., Hashymov A. et al. Results of Kozloduy-6 MCP start-up transient benchmark. *CAMIVVER Project* (Horizon 2020). Deliverable D7.2. 2022. 30 p. URL: <https://cordis.europa.eu/project/id/945081/results>. (дата звернення: 19.12.2025).

18. Bernard O., Böttcher M., Hashymov A. et al. Description of CFD models from partners. Result of outlet flow distribution benchmark. *CAMIVVER Project* (Horizon 2020). Deliverable D6.1. 2022. 35 p. URL: <https://cordis.europa.eu/project/id/945081/results>. (дата звернення: 19.12.2025).

19. Weyermann F., Buchholz S., Hashymov A. Small modular reactor for a European safe and decarbonized energy mix (TANDEM). ATHLET SMR model description. *TANDEM Project* (EURATOM). Deliverable D2.7. 21 p. URL: <http://tandemproject.eu/docs/deliverables/WP2/D2.7.pdf>. (дата звернення: 19.12.2025).

ЗМІСТ

ПЕРЕЛІК УМОВНИХ СКОРОЧЕНЬ І ПОЗНАЧЕНЬ.....	23
ВСТУП.....	28
РОЗДІЛ 1 АНАЛІЗ ІСНУЮЧИХ ІНФОРМАЦІЙНИХ ТЕХНОЛОГІЙ УПРАВЛІННЯ АВАРІЙНИМИ ПРОЦЕСАМИ РЕАКТОРНОЇ УСТАНОВКИ АЕС.....	36
1.1 Постановка завдання	39
1.2 Феноменологія розвитку запроєктних аварій.....	40
1.3 Коротка історія розвитку комп'ютерного моделювання теплогідравлічних процесів в Україні	43
1.4 Огляд міжнародного досвіду визначення критерію переходу від ІЛА до КУВА	51
1.4.1 Підхід Вестінгауз	54
1.4.2 Підхід EDF	55
1.4.3 Досвід Фінляндії.....	55
1.4.4 Досвід Болгарії (Козлодуй).....	57
1.4.5 Узагальнюючі висновки аналізу міжнародного досвіду визначення критерію переходу з ІЛА до КУВА.....	58
1.5 Короткий опис реакторної установки ВВЕР-1000	59
1.5.1 Активна зона та ядерне паливо	59
1.5.2 Основний склад обладнання та систем реакторної установки	60
1.6 Аналіз КУВА	62
1.7 Аналіз ІЛА РУ	65
1.8 Висновки до розділу 1	67
РОЗДІЛ 2 РОЗРОБКА ІМІТАЦІЙНОЇ КОМП'ЮТЕРНОЇ МОДЕЛІ РУ	69
2.1 Загальна інформація про розрахункові коди, що використовувались для розрахунків	69
2.1.1 Порядок моделювання та структура вхідних даних у RELAP5.....	73

	21
2.1.2 Порядок виконання внутрішніх обчислень у RELAP5	74
2.1.3 Система рівнянь коду RELAP5	75
2.1.4 Елементи моделі коду RELAP5	79
2.2 Загальна інформація про розрахунковий код MICROSIELD	82
2.3 Розрахункова модель ЯПВУ ВВЕР-1000 для комп'ютерного коду RELAP5.....	83
2.3.1 Реактор ВВЕР-1000	85
2.3.2 Активна зона реактора	87
2.3.3 Налаштування розрахункової моделі	87
2.4 Головні циркуляційні трубопроводи.....	90
2.5 Парогенератор	93
2.5.1 Перший контур ПГ	93
2.5.2 Другий контур ПГ	95
2.6 Система компенсації тиску першого контуру	97
2.7 Система захисту першого контуру від перевищення тиску	97
2.8 Кінетика реактора.....	100
2.8.1 Параметри точкової кінетики	101
2.8.2 Коефіцієнти реактивності	102
2.8.3 Коефіцієнти нерівномірності енерговиділення	105
2.8.4 Розрахунок вагових коефіцієнтів поля енерговиділення на початок та кінець вигорання паливного завантаження	108
2.8.5 Зміна реактивності активної зони при зміні концентрації борної кислоти у 1 контурі.....	111
2.8.6 Моделювання керуючих систем та регуляторів енергоблоку	113
2.8.7 Обчислення контрольних параметрів розрахункової моделі	113
2.9 Моделювання термопар для вимірювання температури теплоносія по висоті та на виході з ТВЗ	114
2.10 Моделювання додаткового ГЕ між головками трьох ТВЗ для детального врахування положення термопари	122
2.11 Висновки до розділу 2.....	127

РОЗДІЛ 3 ОБЧИСЛЮВАЛЬНИЙ ЕКСПЕРИМЕНТ ІЗ МЕТОЮ ВАЛІДАЦІЇ ІМІТАЦІЙНОЇ КОМП'ЮТЕРНОЇ МОДЕЛІ ТА АНАЛІЗУ ДИНАМІКИ РОЗВИТКУ АВАРІЙНИХ ПРОЦЕСІВ.....129

3.1 Аналіз аварійних дій персоналу при попередній умови переходу з ІЛА РУ до КУВА за температурою на виході з активної зони понад 450°C 129

3.2 Валідація розрахункової моделі ЯПВУ для коду RELAP5 132

3.3 Висновки до розділу 3..... 142

РОЗДІЛ 4 РОЗРОБКА МЕТОДУ ВИЗНАЧЕННЯ КРИТЕРІЇВ ПОЧАТКУ ПОШКОДЖЕННЯ АКТИВНОЇ ЗОНИ РУ144

4.1 Вибір та обґрунтування методу визначення початку пошкодження активної зони.....144

4.2 Вибір штатної системи вимірювання радіаційних параметрів 150

4.3 Вибір та обґрунтування порогових значень умов початку пошкодження активної зони по теплогідравлічному параметру 152

4.4 Обґрунтування методу визначення критерію входу у КУВА за радіаційним фактором..... 161

4.4.1 Розрахунок радіаційного фактору по потужності дози у ГО 165

4.4.2 Опис розрахункової моделі центральної зали ГО 165

4.5 Аналіз невизначеності отриманих результатів та рекомендацій..... 173

4.6 Висновки до розділу 4..... 175

ВИСНОВКИ.....178

СПИСОК ВИКОРИСТАНИХ ДЖЕРЕЛ.....183

ДОДАТКИ.....199

Додаток А Акти та довідки впровадження результатів дисертаційного дослідження.....200

Додаток Б Список публікацій здобувача за темою дисертації.....201

Додаток В Дані для розрахунку моделі ВВЕР-1000 коду RELAP5.....205

Додаток Г Результати валідації коду MICROSIELD213

Додаток Д Результати моделювання представницьких ВП з використанням коду RELAP5.....221

ПЕРЕЛІК УМОВНИХ СКОРОЧЕНЬ І ПОЗНАЧЕНЬ

АЕС	—	атомна електростанція.
АЖЕН	—	аварійний живильний електронасос.
АЗ	—	аварійний захист.
AIC COAI	—	автоматизована інформаційна система підтримки оператора на основі симптомно-орієнтованих аварійних інструкцій.
АкЗ	—	активна зона реакторної установки.
АТ «НАЕК «Енергоатом »	—	Акціонерне товариство «Національна атомна енергогенеруюча компанія «Енергоатом».
ББ	—	бак-барботер.
БЩУ	—	блоковий щит управління.
ВА	—	важка аварія.
ВВЕР	—	водо-водяний енергетичний реактор.
ВП	—	відокремлений підрозділ.
ВП	—	вихідна подія.
ВТВЗ	—	тепловидільна збірка, що відпрацювала.
ВФЗ	—	відновлення функції охолодження зони.
ВФП	—	відновлення функції підкритичності.
ВФТ	—	відновлення функції тепловідведення від першого контуру.
ВФЦ	—	відновлення функції цілісності першого контуру.
ВЯП	—	ядерне паливо, що відпрацювало.
ГЕ	—	гідродинамічний елемент.
ГЄ САОЗ	—	гідроємності САОЗ.
ГЗ	—	газовий зазор.
ГП	—	група інженерної підтримки.

ГІС	—	головний інженер станції.
ГО	—	гермооб'єм.
ГЦК	—	головний циркуляційний контур.
ГЦН	—	головний циркуляційний насос.
ГЦТ	—	головний циркуляційний трубопровід.
ДГ	—	дизель-генератор.
ДЖЕН	—	допоміжний живильний електронасос.
ЗАЕС	—	запорізька атомна електростанція.
ЗДЛ	—	занурений дірчастий лист.
ЗК	—	запобіжний клапан.
ІЗП	—	імпульсний запобіжний пристрій.
ІЛА	—	інструкція з ліквідації аварій та аварійних ситуацій.
КГО	—	коефіцієнт гідравлічного опору.
КМО	—	коефіцієнт місцевого опору.
КТ	—	компенсатор тиску.
КУВА	—	керівництво з управління важкими аваріями.
КФБ	—	критична функція безпеки.
МКР	—	мінімально контрольований рівень потужності.
МПА	—	максимальна проєктна аварія.
НФХ	—	нейтронно-фізичні характеристики.
ОР СУЗ	—	органи регулювання системи управління та захисту.
ПА	—	проєктна аварія.
ПАМС	—	система поставарійного моніторингу.
ПГ	—	парогенератор.
ПЕД	—	потужність експозиційної дози.
ППР	—	планово-попереджувальний ремонт.
ПСП	—	пароскидний пристрій.
РВ	—	реакторне відділення.
РК	—	регулюючий клапан.
РУ	—	реакторна установка.

CAOЗ	—	система аварійного охолодження активної зони.
СБ	—	система безпеки.
COAI	—	симптомно-орієнтовані аварійні інструкції.
СУЗ	—	система управління та захисту.
ТВЕЛ	—	тепловиділяючий елемент.
ТВЗ	—	тепловиділяюча збірка.
ТВЗ-А	—	тепловиділяюча збірка ТВЕЛ альтернативна.
ТВЗ-WR	—	тепловиділяюча збірка ТВЕЛ компанії Вестингауз.
ТОВ	—	товариство з обмеженою відповідальністю.
ТРБЕ	—	технологічний регламент щодо безпечної експлуатації.
ТС	—	теплова структура.
ЦТП	—	центр технічної підтримки.
ЯПВУ	—	ядерна паро-виробляюча установка.
Q	—	витрата теплоносія через активну зону.
$T_{об}^{max}$	—	максимальна температура оболонки ТВЕЛ.
$T_{об}^{cp}$	—	середня температура оболонки ТВЕЛ.
$T_{АкЗ}^{вих}$	—	температура на виході з активної зони.
M_{Zr}	—	частка цирконію, що прореагував.
$L_{об}^{bакс}$	—	максимальна глибина окислення оболонки ТВЕЛ.
δT_1	—	різниця температур першого контуру.
$\delta L_{ПГ}^1$	—	різниця рівня в ПГ із базою вимірювання 1 м.
$\delta L_{ПГ}^4$	—	різниця рівня в ПГ із базою вимірювання 4 м.
$DR_{ГО}$	—	потужність експозиційної дози в ГО.
T_1^{TH}	—	температура теплоносія першого контуру РУ.
P_1^{TH}	—	тиск теплоносія в першому контуру РУ.
ρ_{TH}	—	густина теплоносія першого контуру РУ.
D_y	—	умовний діаметр.
K_q	—	коефіцієнт нерівномірності енерговиділення по ТВЗ в активній зоні.

K_r	—	коефіцієнт нерівномірності енерговиділення по ТВЕЛ в активній зоні.
K_z	—	коефіцієнт нерівномірності енерговиділення по висоті активної зони.
$t_{Вих}^{450\text{ }^{\circ}\text{C}}$	—	час досягнення температури на виході з активної зони 450 °С.
$t_{Вих}^{500\text{ }^{\circ}\text{C}}$	—	час досягнення температури на виході з активної зони 500 °С.
$t_{Вих}^{600\text{ }^{\circ}\text{C}}$	—	час досягнення температури на виході з активної зони 600 °С.
$t_{Вих}^{650\text{ }^{\circ}\text{C}}$	—	час досягнення температури на виході з активної зони 650 °С.
$t_{Вих}^{700\text{ }^{\circ}\text{C}}$	—	час досягнення температури на виході з активної зони 700 °С.
$t_{Об.ср}^{1200^{\circ}\text{C}}$	—	час досягнення температури оболонок ТВЕЛ 1200 °С у середньо навантаженій ТВЗ.
$t_{Об.макс}^{1200\text{ }^{\circ}\text{C}}$	—	час досягнення температури оболонок ТВЕЛ 1200 °С у максимально навантаженій ТВЗ.
$\Delta T_{нас}$	—	запас до температури насичення (перегрів).
δT_{TH}^{exp}	—	різниця експериментальних і розрахункових значень температури в гарячих нитках ГЦТ.
δT_S^{TH}	—	різниця експериментальних і розрахункових значень температури насичення теплоносія першого контуру.
δP_{1K}	—	різниця експериментальних і розрахункових значень тиску першого контуру.
δL_{KT}	—	різниця експериментальних і розрахункових значень рівня в КТ.
$\delta L_{ПГ}$	—	різниця експериментальних і розрахункових значень рівня в ПГ.

δU_{CAO3}	—	різниця експериментальних і розрахункових значень об'ємної витрати від CAO3 ВТ.
$\delta L_{ГЄ}$	—	різниця експериментальних і розрахункових значень рівня в ГЄ CAO3.
$H_{АкЗ}$	—	рівень в АкЗ.
Ω	—	множина ВП аварійних процесів.
$\Omega 1$	—	множина аварійних процесів, пов'язаних із втратою електропостачання власних потреб із відмовою ДГ без накладання додаткової течії 1-го контуру.
$\Omega 2$	—	множина аварійних процесів, пов'язаних з течією 1-го контуру в ГО.
$\Omega 3$	—	множина аварійних процесів пов'язаних із течією 1-го контуру за межі ГО.
$\Omega 4$	—	множина аварійних процесів, пов'язаних з течією 1-го контуру в другий, коли відбувається байпас ГО і викид теплоносія 1-го контуру через ПСП аварійного ПГ в атмосферу.

ВСТУП

Актуальність теми. Інформаційні системи атомних електростанцій (АЕС) спроектованих та збудованих до початку 2000-х років не передбачали можливість інформованого та ефективного управління станом реакторної установки в умовах запроектних та важких аварій. Усі блоки АЕС в Україні спроектовані та побудовані саме у цей період й більшість з них нині експлуатується у позапроектний період, що додатково вимагає посилення та розширення заходів із моніторингу стану активної зони реактору та реакторної установки (РУ) у цілому. Міжнародний досвід показує, що безпечна експлуатація АЕС у позапроектний період є широко розповсюдженою світовою практикою, економічно доцільна та можлива за умови приведення систем та обладнання енергоблоку АЕС, включаючи інформаційні системи, у відповідність до сучасних норм безпеки. Модернізація інформаційних систем українських АЕС здійснюється у рамках Комплексної (зведеної) програми підвищення рівня безпеки енергоблоків атомних електростанцій (2012–2030). У рамках даної державної програми передбачено розробку та впровадження досліджуваної у цій роботі автоматизованої інформаційної системи підтримки оператора на основі симптомно-орієнтованих аварійних інструкцій (AIC COAI) як частини інформаційної системи енергоблоку АЕС. AIC COAI призначена для вирішення задач управління аваріями та забезпечення аварійної готовності енергоблоку АЕС. На нинішній стадії розробки AIC COAI не забезпечує надійної ідентифікації моменту переходу аварії у важку фазу, а її порогові параметри для прийняття рішень щодо зміни стратегії управління аварією не є оптимальними з точки зору мінімізації негативних наслідків для конструктивних елементів РУ, персоналу АЕС, населення, що проживає навколо АЕС, та навколишнього середовища. Тому на сьогодні існує потреба у розширенні набору параметрів моніторингу AIC COAI та оптимізації їх порогових значень. Саме на вирішення цієї проблеми направлене дослідження у даній дисертаційній роботі.

Темі дослідження потенційних аварійних процесів на АЕС, їх запобіганню,

мінімізації й оцінці наслідків, методам та інформаційним технологіям підвищення безпеки присвячено багато робіт вітчизняних та зарубіжних вчених. Серед них слід відзначити роботи Носовського А.В., Борисенко В.І., Каденко І.М., Скалозубова В.І., Казачкова І.В., Бегуна В.В., Широкова С.В., Ястребенецького М.А., Письменного Є.М., Кравченко В.П., Мадерича В.С., Железняка М.Й., Ківви С.Л., Ковальця І.В., Бровченко І.О., Беженара Р.В., Яцишина А.В. та ін. Проте питання наукового обґрунтування розширення набору параметрів моніторингу АІС СОАІ та оптимізації їх порогових значень для надійної ідентифікації початку пошкодження активної зони реакторної установки ВВЕР-1000 залишається відкритим.

Проблема дослідження полягає у необхідності створення науково обґрунтованого методу визначення достатньої кількості параметрів та визначення їх оптимальних значень для прийняття рішень щодо зміни стратегії управління аварією у процесі її розвитку. Найбільш важливими при розробці АІС СОАІ є інформаційні параметри для ідентифікації та прийняття рішень щодо зміни стратегії управління у процесі можливого переходу від стадії запроектої аварії у стадію важкої аварії шляхом ідентифікації початку пошкодження активної зони реакторної установки ВВЕР-1000. Міжнародний досвід розробки аналогічних інформаційних систем вказує на специфічність таких параметрів для реакторних установок різних типів та від різних виробників. Крім того, у всіх існуючих варіантах не застосовуються багатопараметричні критерії з використанням науково обґрунтованих інформаційних параметрів різної фізичної природи (як то радіаційні та теплофізичні чи інші), а у більшості випадків використання теплофізичних параметрів використовуються чи занадто консервативні (як нинішні параметри для реакторів типу ВВЕР-1000), чи занадто екстремальні, що в обох випадках призводить до надмірних пошкоджень конструкційних елементів реакторних установок, яких можливо було б уникнути. Тому дослідження автоматизованої обробки інформації аварійних процесів та інформаційних систем підтримки прийняття рішень в аварійних умовах на реакторній установці ВВЕР-1000 із метою оптимізації є актуальною проблемою.

Зв'язок роботи з науковими програмами, планами, темами, грантами

Дисертаційна робота є частиною досліджень, що проводяться у ТОВ «Енергориск» у рамках виконання Договору № 22/2019 між ТОВ «Енергориск» та НАЕК «Енергоатом» на науково-дослідну роботу з визначення критерію переходу від ІЛА до КУВА.

Мета і завдання дослідження

Метою дисертаційної роботи є розробка методу аналізу потоків вимірюваної інформації в аварійних ситуаціях та інформації від удосконаленої імітаційної комп'ютерної моделі РУ типу ВВЕР-1000 з ціллю удосконалення та оптимізації автоматизованої інформаційної системи підтримки оператора на основі симптомно-орієнтованих аварійних інструкцій.

Для досягнення поставленої мети у дисертаційній роботі передбачається вирішення таких *завдань*:

1. Проаналізувати сучасні підходи до моделювання аварій на реакторній установці ВВЕР-1000 на основі кращих сучасних розрахункових програмних кодів, що дозволяють провести імітаційне комп'ютерне моделювання значень параметрів РУ, включаючи фізичні параметри реакторної установки, що вимірюються датчиками систем контролю та управління, а також параметрів, які не вимірюються, але важливі для ідентифікації перехідних процесів в активній зоні РУ та можуть бути використані для досягнення цілей дослідження.

2. Визначити представницький перелік вихідних подій для моделювання проєктних і запроєктних аварій на реакторній установці ВВЕР-1000, які охоплюють весь діапазон зміни обраних контрольованих критеріїв.

3. Визначити параметри моніторингу стану активної зони реакторної установки ВВЕР-1000 під час нормальної і аварійної експлуатації, які можуть бути використані для діагностики стану активної зони (АкЗ) та постійно вимірюються.

4. Удосконалити імітаційну комп'ютерну модель РУ типу ВВЕР-1000 для оцінки динамічних параметрів РУ недоступних для вимірювання, дослідження з використанням удосконаленої моделі перехідних процесів під час запроєктних та важких аварій.

5. Розробка деталізованої імітаційної комп'ютерної моделі термопар на виході активної зони РУ, для коректного врахування процесів притаманних пізнім стадіям запроєктної аварії при переході у важку фазу.

6. Удосконалення імітаційної комп'ютерної моделі оцінки радіаційних полів у ГО РУ типу ВВЕР-1000 для проведення оцінки радіаційних полів під час перехідних процесів упродовж запроєктних та важких аварій.

7. Наукове обґрунтування багатопараметричного критерію з використанням інформаційних параметрів різної фізичної природи (радіаційного та теплофізичного) для надійної ідентифікації моменту переходу запроєктної аварії у важку стадію.

Об'єкт дослідження — процеси збору, обробки та представлення інформації про можливі аварії на РУ та розвиток теплогідравлических процесів.

Предмет дослідження — моделі, методи формалізованого опису аварійних процесів РУ, інформаційні процеси, пов'язані із потенційними запроєктними аваріями на реакторній установці ВВЕР-1000 та розвитком теплогідравлических і радіаційних процесів у перехідних режимах.

Методи дослідження

У дисертаційній роботі було використано такі методи дослідження:

- методи об'єктно-орієнтованого програмування — для побудови комп'ютерної імітаційної моделі у RELAP5;
- метод комп'ютерного імітаційного моделювання теплофізичних процесів за допомогою RELAP5 — для визначення параметрів реакторної установки в усіх режимах роботи, включаючи аварійні умови;
- метод обчислювального експерименту на основі створеної імітаційної моделі реакторної установки у RELAP5 — для аналізу параметрів реакторної установки для визначеної множини вихідних подій;
- метод комп'ютерного імітаційного моделювання радіаційних процесів у ГО з використанням коду MICROSIELD та даних щодо накопичення газоподібних радіоактивних елементів у тепловиділяючих збірках — для аналізу розповсюдження радіоактивного викиду та радіаційних полів у приміщеннях

гермооболонки реакторного відділення у залежності від фази розвитку аварії та стану реакторної установки.

Наукова новизна отриманих результатів

У дисертації одержані такі наукові результати:

1) вперше для автоматизованої інформаційної системи РУ на основі комп'ютерного імітаційного моделювання сценаріїв запроєктних аварій реакторів типу ВВЕР-1000 розроблено метод визначення критерію переходу запроєктної аварії у важку фазу на основі багатопараметричного критерію, який включає температурні та радіаційні параметри, що на відміну від консервативного критерію, який використовується у теперішній час й не підтверджений розрахунково, дозволяє отримати науково обґрунтовані граничні значення параметрів для прийняття рішень в алгоритмах управління аварійними станами РУ з меншою долею консерватизму за рахунок зменшення невизначеності, яка впливає з базових характеристик реакторної установки ВВЕР-1000 та різноманітності експлуатаційних станів й вихідних подій аварій. Розроблений метод можна адаптувати для реакторних установок іншого типу;

2) вперше розроблено на основі RELAP5 для реакторів типу ВВЕР-1000 деталізовану комп'ютерну імітаційну модель вимірювальних термопар на виході активної зони та оточуючих їх конструктивних елементів, що дозволило врахувати інерційну затримку інформації для автоматизованої інформаційної системи РУ в умовах швидкоплинних процесів зміни температури у перехідних аварійних процесах, що зменшує невизначеності стану ядерного палива у реальному часі;

3) набула подальшого розвитку комп'ютерна модель моніторингу радіаційних полів у приміщеннях гермооболонки реакторного відділення для реакторів типу ВВЕР-1000 у процесах розвитку аварії за рахунок синтезу й аналізу інформації усіх засобів штатної системи вимірювання радіаційних параметрів, що дозволило врахування радіаційного критерію у методі визначення початку пошкодження активної зони реакторної установки, чим підвищується надійність діагностики стану активної зони в аварійних умовах;

4) удосконалено у цілому імітаційну комп'ютерну модель реакторної

установки ВВЕР-1000 на основі RELAP5 шляхом коректного врахування процесів за умов високих температур теплоносія при низькій густині пари притаманних пізнім стадіям запроектованої аварії при переході у важку фазу за рахунок більш детального моделювання систем вимірювання температури теплоносія та врахування ефектів теплової інерції.

Практичне значення отриманих результатів

Впровадження визначеного критерію в аварійно-апаратний комплекс керування запроектованими аваріями у вигляді друкованої версії інструкцій для оператора та інтеграції у АІС СОАІ РУ типу ВВЕР-1000 дозволяє підвищити ситуаційну обізнаність оператора та підвищити ефективність застосування протиаварійних процедур, зокрема при виборі оптимального часу переходу від комплексу процедур аварійних дій персоналу ІЛА до комплексу процедур КУВА. Все це у цілому дозволить запобігти чи суттєво зменшити екстремальні теплові навантаження на конструкційні елементи РУ типу ВВЕР-1000 у передаварійних та аварійних умовах.

Особистий внесок здобувача

Дисертаційна робота виконана здобувачем самостійно. З робіт, виконаних здобувачем у співавторстві, використано результати, особисто отримані здобувачем. Особистий внесок здобувача полягає у створенні та удосконаленні імітаційних комп'ютерних моделей реакторних установок та дослідженні процесів при роботі реакторних установок у перехідних режимах шляхом проведення обчислювальних експериментів [1, 12, 13, 18, 19]; у дослідженні з метою удосконалення імітаційної комп'ютерної моделі реакторної установки ВВЕР-1000 на основі RELAP5 шляхом порівняння розрахунків за допомогою даної моделі з більш складними та більш докладними моделями й експериментальними даними [2]; у розробці імітаційної комп'ютерної моделі для розрахунку полів іонізуючого випромінювання з метою оптимізації радіаційного моніторингу [3, 8, 9, 14]; у дослідженні методів імітаційного комп'ютерного моделювання аварійних процесів у реакторній установці типу ВВЕР-1000 з використанням кодів RELAP5, MELCOR, FLUENT та проведенні вивчення перехідних процесів в активній зоні ВВЕР-1000

шляхом проведення обчислювальних експериментів з метою визначенням критичних параметрів реакторної установки у перехідних аварійних режимах та з метою валідації комп'ютерних розрахунків з використанням RELAP5 шляхом порівняння з результатами максимально деталізованого моделювання з використанням FLUENT та експериментальними даними — це дозволило оптимізувати параметри та деталізацію й провести аналіз невизначеностей та консервативності побудованих на основі RELAP5 двовимірних моделей реакторної установки ВВЕР-1000 [4, 5, 10, 11, 14–18].

Апробація результатів дисертації

Основні результати дисертаційної роботи доповідалися і обговорювалися на 7 міжнародних конференціях: «Проблеми зняття з експлуатації об'єктів ядерної енергетики та відновлення навколишнього середовища» (INUDECO 2025, 25-26, 29-30 квітня 2025 року, м. Славутич), «Проблеми зняття з експлуатації об'єктів ядерної енергетики та відновлення навколишнього середовища» (INUDECO 2024, 24-26 квітня 2024 року, м. Славутич), ICAPP 2023 (23–27 April 2023, Gyeongju, Korea), Міжнародна науково-практична конференція «Інформаційні технології та комп'ютерне моделювання» (Івано-Франківськ, 6–8 липня 2023 р.), 2021 28th International Conference on Nuclear Engineering. (ASME, Virtual, Online. August 4–6, 2021), XVII Міжнародна науково-практична конференція молодих вчених та студентів «Сучасні проблеми наукового забезпечення енергетики» (Київ, 23–26 квітня 2019 р.), XVI Міжнародна науково-практична конференція аспірантів, магістрантів і студентів «Сучасні проблеми наукового забезпечення енергетики» (Київ, 24–27 квітня 2018 р.). Також основні результати дисертаційної роботи доповідалися і обговорювалися упродовж читання лекцій розроблених здобувачем у Південно-Африканській Республіці у рамках курсу «Safety Analysis, Thermal hydraulic. RELAP5» для працівників органу ядерного регулювання Південно-Африканської Республіки: «Support to the Nuclear Regulator in South Africa» Training Workshop, 21 October – 1 November 2024; «Support to the Nuclear Regulator in South Africa» Training Workshop, 10–14 February 2025.

Публікації

За темою дисертаційного дослідження було опубліковано 19 наукових праць, у тому числі 2 статті у наукових виданнях (обидва видання проіндексовані у Scopus і мають рейтинг Q1 відповідно до класифікації SCImago Journal and Country Rank у рік публікації), 1 стаття — у науковому виданні, проіндексованому у базі даних Web of Science, 7 тез міжнародних конференцій, 1 препринт, 5 звітів за міжнародними проєктами Horizon, 1 звіт за міжнародним проєктом Euratom, 2 авторські набори лекційних матеріалів у рамках міжнародного проєкту «Support to the Nuclear Regulator in South Africa».

Структура та обсяг дисертації

Дисертаційна робота складається зі вступу, чотирьох розділів, висновків, списку використаних джерел із 124 найменувань та 5 додатків. Загальний обсяг роботи становить 246 сторінок, зокрема 182 сторінок основного тексту. Дисертація містить 38 рисунків та 19 таблиць.

РОЗДІЛ 1

АНАЛІЗ ІСНУЮЧИХ ІНФОРМАЦІЙНИХ ТЕХНОЛОГІЙ УПРАВЛІННЯ АВАРІЙНИМИ ПРОЦЕСАМИ РЕАКТОРНОЇ УСТАНОВКИ АЕС

Дослідження розвитку ЗПА та умов переходу ЗПА у важку фазу є актуальною задачею розвитку ядерної енергетики та потребує широкого використання засобів комп'ютерного моделювання та розрахунку процесів в активній зоні реакторної установки ВВЕР-1000.

Темі дослідження потенційних аварійних процесів на АЕС, їх запобіганню, мінімізації й оцінці наслідків, методам та інформаційним технологіям підвищення безпеки присвячено багато робіт вітчизняних та зарубіжних вчених [20–124]. Тема безпеки АЕС, як найбільш потенційно небезпечного промислового об'єкту, є багатогранною, де пересікаються багато наукових напрямів досліджень. Процеси у реакторних установках є високоенергетично навантаженими та швидкоплинними, що обумовлює застосування автоматизованих інформаційних систем (АІС), зокрема АІС СОАІ [119], під час експлуатації та інформаційних технологій на всіх етапах роботи з інформацією: збору, представлення, обробки, зберігання, передачі, обміну між системами АЕС, що засновані на різних фізичних принципах, включаючи обробку та представлення інформації для людини оператора.

Імітаційне комп'ютерне моделювання та дослідження аварійних процесів дозволяє визначити параметри, що відповідають початку важкого пошкодження активної зони та є критерієм переходу від дій згідно з Інструкції по ліквідації аварії до Керівництва по управлінню важкими аваріями.

Чинними критеріями важкого пошкодження активної зони є досягнення максимальної проєктної межі безпечної експлуатації ТВЗ ВВЕР-1000 [20], а саме:

- Максимальна температура оболонки тепловиділяючого елемента (ТВЕЛ) більше $T_{об}^{макс} > 1200$ °С;
- Максимальна глибина окислення оболонки ТВЕЛ — $L_{об}^{бакс} > 18\%$;

- Маса цирконію що прореагував в активній зоні більше $M_{Zr} > 1\%$.

Проблема, яка досліджується, полягає у тому, що жоден з цих параметрів не є прямо вимірюваним і потребує встановлення взаємозв'язку вимірюваних параметрів з множини інформації доступній оператору, та встановлення взаємозв'язку з наведеними критеріями. Цього можна досягти шляхом моделювання процесів ЗПА в активній зоні ядерного реактора і процесів, що супроводжують ЗПА у ГО за допомогою комп'ютерних імітаційних моделей. Для цього необхідна розробка алгоритмів обробки та інтерпретації результатів у залежності від феноменології розвитку ЗПА.

Перехід до аварійних дій згідно з КУВА здійснюється, коли параметри важкого пошкодження активної зони досягнуто, або їх досягнення неминуче, що є одним із критеріїв розробки Методики.

У даній дисертації розглядається лише ущільнений реактор та не розглядається стан зупину для перевантаження палива та ремонту.

Основними параметрами, що вимірюються протягом аварії, у тому числі запроектої, є нетронний потік (для контролю реактивності), тиск (P_1^{TH}) та температура (T_1^{TH}) у першому контурі. У приміщенні герметичної оболонки реактора (ГО), вимірюється потужність дози (DR_{GO}), що змінюється внаслідок виходу продуктів поділу з ядерного палива при розвитку важкої аварії.

Визначення умов важкого пошкодження активної зони потребує врахування усіх можливих станів РУ при виникненні аварій викликаних обраними групами вихідних подій (ВП). Основними вихідними подіями, що впливають на значення параметрів при важкому пошкодженні активної зони є вихідні події з повним знеструмленням, які можна розділити на ВП з течєю теплоносія першого контуру та ВП з щільним першим контуром. Таке розділення пов'язане з створенням умов протікання аварійного процесу у першому контурі реакторної установки, що безпосередньо впливають на температуру першого контуру (P_1^{TH}), у момент досягнення важкого пошкодження активної зони.

Весь спектр можливих вихідних подій та сценаріїв розвитку аварій

супроводжується широким діапазоном зміни тиску (P_1^{TH}) і температури першого контуру (T_1^{TH}), що безпосередньо впливає на параметри у момент пошкодження палива — початку важкої аварії. Це вимагає виконання розрахунків та створення алгоритму аналізу з урахуванням часових характеристик розвитку аварії, особливостей застосування протиаварійних процедур та стану реакторної установки.

Крім великого діапазону зміни тиску і температури, задачею для вирішення є значна нерівномірність енерговиділення в активній зоні ядерного реактора упродовж кампанії реактора (час між перевантаженням ядерного палива). Датчики системи контролю і управління кваліфіковані на роботу в умовах нормальної експлуатації та проєктних аварій. Для умов запроєктних аварій, які супроводжуються підвищенням тиску, температури, зміною складу та параметрів (тиск, густина, температура) середовища у РУ та ГО, контроль параметрів РУ здійснюється лише частиною датчиків системи контролю та управління які розраховані на роботу у таких умовах — обладнання поставарійного моніторингу (ПАМС). Для вимірювання параметрів досягнення умов важкого пошкодження активної зони, доцільно використовувати датчики ПАМС, які вимірюють тільки температуру на виході з активної зони (T_1^{TH}), тиск першого контуру (P_1^{TH}) та потужність дози у ГО ($DR_{ГО}$). Таким чином, для коректного вирішення задачі, крім іншого, необхідно провести детальне моделювання системи вимірювання температури, з урахуванням реального положення та конструкції засобів вимірювання.

Результатом роботи має бути метод, розроблений на основі імітаційного комп'ютерного моделювання та обчислювального експерименту, призначений для визначення значень прямо вимірюваних параметрів, пов'язаних з параметрами пошкодження активної зони, — найбільш застосовні з яких температура на виході з активної зони, перегрів теплоносія та/або потужність дози у ГО, які дозволять оператору здійснювати контроль стану реакторної установки та забезпечить вибір актуальних аварійних процедур.

1.1 Постановка завдання

Основним завданням є розробка методу визначення критерію переходу від ІЛА до КУВА шляхом розрахунку та обґрунтування основних параметрів реакторної установки, що можуть бути виміряні в умовах запроектованої аварії, і визначають стан початку важкого пошкодження активної зони. Обґрунтування та визначення таких параметрів базується на основі комп'ютерного моделювання теплогідравлічних та радіаційних процесів.

Важким пошкодженням активної зони ядерного реактора вважається перевищення проектної межі пошкодження ядерного палива — максимальна температура оболонки ТВЕЛ ($T_{об}^{макс}$), максимальна глибина окислення оболонки ТВЕЛ ($L_{об}^{бакс}$) та маса цирконію, що прореагував M_{Zr} [21].

Всі ці параметри не є прямо вимірюваними, а можуть біти визначені лише по вторинним параметрам, що вимірюються системами кваліфікованими до аварійних умов, основними з яких є температура на виході з активної зони ($T_{Акз}^{вх}$), та потужність дози у ГО ($DR_{го}$) внаслідок виходу продуктів поділу ядерного палива, накопичених у газовому отворі ТВЕЛ.

Визначення стану активної зони в умовах запроектованої аварії виконується з урахуванням великої кількості вихідних подій та великої кількості сценаріїв розвитку ВП, що безпосередньо впливають на зміну параметрів реакторної установки. Основними групами вихідних подій є [21]:

- аварії з втратою теплоносія першого контуру, що супроводжуються течєю теплоносія у приміщення ГО, або за межі ГО для аварій з течєю у ПП (нещільний перший контур);
- аварії з щільним першим контуром (повна втрата електропостачання) — аварії, що протікають без виникнення течій, в яких втрачається функція охолодження активної зони внаслідок неможливості відводу тепла кінцевому споживачу — водойма-охолоджувач.

Дані групи аварій характеризуються широким діапазоном зміни параметрів першого контуру включаючи широкий діапазон зміни тиску і температури теплоносія першого контуру, які використовуються для визначення критерію пошкодження активної зони та динаміки розвитку аварії, що впливає на запас часу для ефективного застосування аварійних процедур.

Оскільки при виникненні нещільності першого контуру, тиск знижується пропорційно умовному діаметру течії, у межах від номінального тиску $P_1^{TH} = 16$ МПа до тиску у герметичній огорожі реакторного відділення — $P_1^{TH} \leq 0,12$ МПа. Це безпосередньо впливає на температуру на виході з активної зони, яка змінюється у широкому діапазоні $T_1^{TH} \subset [154\text{ }^\circ\text{C}, 1150\text{ }^\circ\text{C}]$ у залежності від вихідної події.

1.2 Феноменологія розвитку запроектованих аварій

Аварійні процедури РУ ВВЕР-1000, мають багаторівневу структуру та розроблені для проєктних, запроектованих та важких аварій. Ефективність конкретних аварійних процедур забезпечується їх застосуванням у відповідній їх призначенню фазі розвитку аварії. Ефективність усіх протиаварійних дій залежить від обізнаності оператора про поточний стан РУ, що дозволить йому обрати найбільш ефективні процедури керування аварією. Досвід виникнення важких аварій показує [22–24], що однією з основних причин поглиблення наслідків аварій, була затримка з діагностикою поточного стану РУ та / або відсутність достовірної інформації про стан реактора та активної зони.

Розвиток аварійних процесів визначає характер зміни основних параметрів РУ, що можуть бути використані для діагностики стану активної зони. При цьому слід враховувати, що в аварійних умовах оператор може не мати повної інформації про параметри ВП (наприклад: діаметр течії, місце її розташування та інше) і може визначити її тільки по характеру зміни параметрів РУ (швидкість зміни тиску та

температури, тощо). У рамках розробки методу визначення критерію початку пошкодження активної зони, необхідно визначити перелік представницьких подій, визначити огинаючи параметри реакторної установки, які дозволять проводити діагностику переходу ЗПА у фазу ВА.

Основні типи аварій, які визначають параметри важкого пошкодження активної зони, як це зазначалось вище, є аварії з течією теплоносія першого контуру, та аварії з щільним першим контуром. Додатковою умовою переходу аварії у важку фазу є втрата електроживлення, або накладання додаткових групових відмов обладнання.

Аварії з втратою теплоносія, внаслідок втрати щільності першого контуру, пов'язані з виникненням течії теплоносія, що призводить до втрати тиску та зниження температури насичення. Діапазон течій варіюється від $D_y = 10$ мм до гільйотинного розриву головного циркуляційного трубопроводу умовним діаметром $D_y = 2 \times 850$ мм. Припинення само підтримуваної ланцюгової реакції поділу ядерного палива відбувається автоматично, проте внаслідок наявності залишкових енерговиділень ядерного палива (за рахунок розпаду накопичених в ядерному паливі радіоактивних елементів) відбувається розігрів та випаровування теплоносія. При цьому температура теплоносія (T_1^{TH}), що випаровується та поступає у приміщення герметичної оболонки реакторного відділення, залежить від тиску першого контуру, який у залежності від розміру течії, може змінюватись від умов спрацювання запобіжних клапанів компенсатора тиску ($P_1^{TH} \geq 16,8$ МПа) до тиску у ГО ($P_1^{TH} \leq 0,12$ МПа) і визначає температуру пари (T_1^{TH}), яка фіксується термопарами на виході з активної зони.

Аварія при щільному першому контурі (без течії теплоносія) протікає при високому тиску (P_1^{TH}) і температурі (T_1^{TH}) у першому контурі, що обмежується тиском спрацювання запобіжних клапанів компенсатора тиску (близько $P_1^{TH} \geq 16,8$ МПа), через які теплоносій потрапляє у бак-барботер, а після підвищення тиску у баці-барботері — у приміщення ГО. Перебіг даної аварії повільніший внаслідок відсутності втрати теплоносія у течію та високого тиску. Температура на

виході з активної зони, при досягненні максимальної температури оболонки ТВЕЛ $T_{об}^{макс} = 1200\text{ }^{\circ}\text{C}$, складає близько $T_{АкЗ}^{max} \approx 1150\text{ }^{\circ}\text{C}$.

Обидва типи аварії супроводжуються зниженням рівня теплоносія в активній зоні нижче верхнього рівня ядерного палива, інтенсивність випаровування знижується за рахунок зменшення площі контакту енерговиділяючої частини ядерного палива та теплоносія. Оголення ядерного палива призводить до виникнення умов кризи теплообміну, розігріву ядерного палива та зростання температури пари внаслідок перегріву, при контакті пари з оголеною частиною активної зони. При досягненні критичного рівня теплоносія в активній зоні, температура оболонок ТВЕЛ досягає $T_{об}^{макс} = 1200\text{ }^{\circ}\text{C}$. Слід зауважити, що розподілення енерговиділення по активній зоні нерівномірне та розподіляється згідно з максимальних значень коефіцієнтів нерівномірності [25]:

- Нерівномірність між тепловиділяючими збірками — $K_q \leq 1,5$.
- Нерівномірність між ТВЕЛ у тепловиділяючій збірці — $K_r \leq 1,35$.
- Нерівномірність по висоті активної зони — аксіальний коефіцієнт нерівномірності $K_z \leq 1,15$.

Внаслідок нерівномірності залишкових енерговиділень максимальна температура досягається у точці — окремому місці оболонки одного ТВЕЛ, й поступово досягається в інших тепловиділяючих елементах. Підвищення температури $T_{об}^{макс} \geq 1200\text{ }^{\circ}\text{C}$ призводить до розущільнення оболонок ТВЕЛ із подальшим виходом радіоактивних продуктів поділу ядерного палива, накопичених під оболонкою, у перший контур а звідти у приміщення ГО — герметичної огорожі реакторного відділення, внаслідок чого підвищується потужність дози ($DR_{ГО}$). Доза у ГО детектується засобами вимірювання системи контролю та управління, та може слугувати другим параметром переходу до важкої фази аварії, разом з теплотехнічним параметром ($T_{АкЗ}^{max}$).

Після досягнення критерію пошкодження активної зони, основні вимірювані параметри, такі як температура на виході з активної зони ($T_{АкЗ}^{max}$) та потужність дози у ГО ($DR_{ГО}$), будуть продовжувати зростати у залежності від ступеня деградації

активної зони ядерного реактора.

На основі проведеного аналізу феноменології аварійних процесів, Методика має містити алгоритм визначення критерію переходу з урахуванням широкого діапазону зміни основних вимірюваних параметрів РУ, вимірювання яких можливе в умовах ЗПА та ВА. Умови переходу з ІЛА до КУВА, має бути визначено з урахуванням аналізу достатності часу для виконання аварійних дій персоналу та ефективності застосування аварійних стратегій. Обрані значення критерію переходу запроєктної аварії у важку фазу не повинні досягатися під час проєктних аварій, та виключати можливість помилкового входу у КУВА.

Алгоритм визначення критерію представлений на рис. 1.1.

Розробка методу базується на імітаційному комп'ютерному моделюванні теплогідравлічних процесів у реакторній установці за допомогою коду RELAP5 та радіаційних процесів у ГО з використанням коду MICROSHIELD.

Слід зазначити, що при розробці моделі та виконанні розрахунків, необхідно враховувати стан активної зони, включаючи, фазу паливної компанії та час, що пройшов після зупину реакторної установки на перевантаження палива.

1.3 Коротка історія розвитку комп'ютерного моделювання теплогідравлічних процесів в Україні

На початку 90-х років під егідою МАГАТЕ в учбових центрах атомної енергетики Європи і США пройшли перепідготовку та стажування сотні спеціалістів цієї сфери діяльності України. Під час стажування фахівці отримували не тільки знання комп'ютерного моделювання, але, як правило, й комп'ютерні коди з моделювання складних систем АЕС та теплогідравлічних процесів на АЕС.

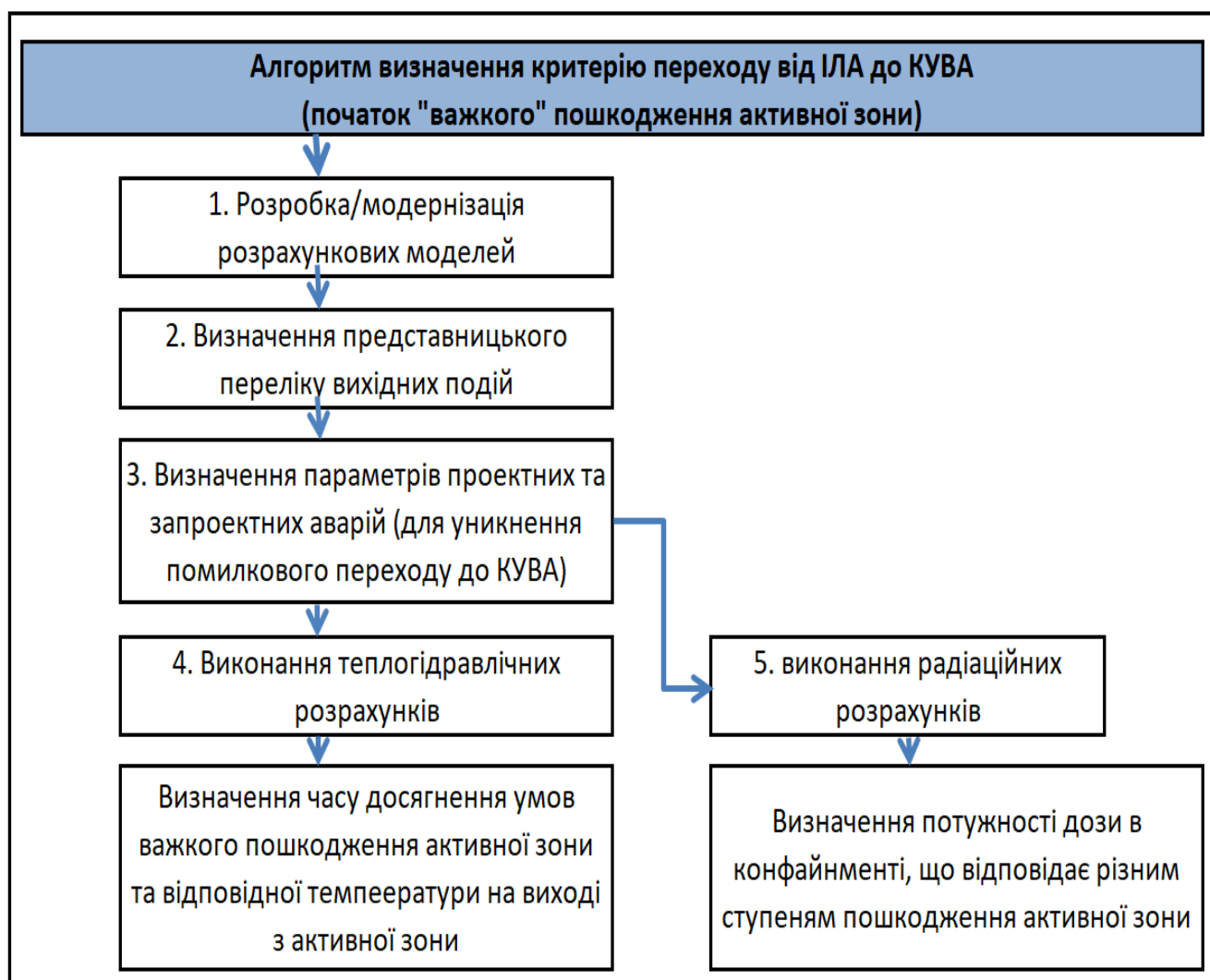


Рисунок 1.1 — Алгоритм розробки методу визначення критерію початку пошкодження активної зони (критерій переходу з ІЛА у КУВА)

У цей час були проведені на всіх АЕС України імовірнісні оцінки безпеки реакторних установок, були визначені усі ймовірні сценарії можливих аварій, визначений розподіл ймовірних аварій за їх типами та саме ймовірності аварій кожного типу. Основні результати цієї роботи наведені у посібнику з ймовірнісного аналізу безпеки, що був розроблений у НТУУ «КПІ» [26]. За результатами розрахунків експлуатуюча компанія розробила програму зменшення ризику, яка була успішно реалізована на початку 2000-х [27]. У реалізації цієї роботи були залучені багато українських вчених та провідних дослідників: С.В. Широков, Борисенко В.І., Скалозубов В.І, Каденко І.М. [28–41]. Як результат — зменшення показників ризику від АЕС на порядок [33]. Була повернена довіра суспільства до

атомної енергетики й скасовано мораторій на побудову нових блоків.

У провідних університетах держави почалося вивчення новітніх дисциплін з моделювання систем і процесів, програмних кодів з застосуванням персональних комп'ютерів, у тому числі з 1996 року кодів з аналізу безпеки [26–28].

Тобто, основною рушійною силою розвитку комп'ютерного моделювання теплогідравлічних процесів за допомогою коду RELAP5/mod3.2 стало міжнародне співробітництво за фінансової та технічної підтримки США. У 1990-х роках, у рамках програм сприяння ядерній безпеці (International Nuclear Safety Program), розпочалися проєкти поглибленого аналізу безпеки (In-depth Safety Assessment, ISA) для українських АЕС [43–46].

До цього українські атомники переважно використовували радянські розрахункові коди, засновані на точковій кінетиці нейтронів та одновимірній теплогідравліці. RELAP5 (розроблений в Айдахо) дозволив перейти до більш реалістичного, тривимірного (3D) аналізу перехідних та аварійних режимів, що було необхідно для переоцінки безпеки та підготовки нових інструкцій [47].

Впровадження відбувалося за активної участі Міністерства енергетики США (DOE) через низку проєктів з НАЕК «Енергоатом», а також Київського національного університету імені Тараса Шевченка (КНУ), який став ключовим науковим центром розвитку методології [44–49].

Основну роботу було зосереджено на моделях діючих реакторів типу ВВЕР (див. табл. 1.1).

Основні досягнення та впровадження:

1. Перехід на 3D-аналіз шляхом створення покасетної моделі активних зон ВВЕР-1000, що дозволило значно точніше моделювати локальні нейтронно-фізичні та теплогідравлічні процеси [46].

2. Виконання валідації коду RELAP5 був успішно виконаний на реальних аваріях та тестових розрахунках, що довело його придатність для аналізу ВВЕР [49]. Це дозволило відмовитися від надмірно консервативних підходів та отримати більш реалістичну оцінку запасів безпеки.

Таблиця 1.1 — Основні роботи з розробки базових комп'ютерних моделей RELAP5 для АЕС з ВВЕР-1000 та ВВЕР-440

АЕС	Реактор	Що моделювали/аналізували	Результати та досягнення
Запорізька АЕС (ЗАЕС)	ВВЕР-1000 (блоки №5 та №6) [43, 48, 49]	Аварії із викидом стрижня СУЗ, розрив паропроводу. Оцінка локальних ефектів реактивності та перемішування теплоносія у корпусі реактора	Розроблено детальну 3D-модель активної зони (покасетно). Доведено, що точкова кінетика дає консервативні результати, а 3D-аналіз дозволяє їх уточнити
Рівненська АЕС (РАЕС)	ВВЕР-440 (блок №1) [42]	Аналіз аварії з течією теплоносія з першого контуру у другий (реальна аварія на початку 1980-х рр.). Використовувалась для валідації коду	Підтверджено застосування RELAP5/Mod3.2 для аналізу ВВЕР. Було реалізовано «стандартну проблему» за участю українських та болгарських фахівців, що дозволило верифікувати код на реальних даних

3. У КНУ імені Тараса Шевченка було створено і досі розвивається центр з використання кодів RELAP5 для обґрунтування безпеки АЕС для обґрунтування безпеки АЕС [44–49].

4. Історія RELAP5 в Україні — це приклад успішної інтеграції західного програмного забезпечення та методології у національну систему безпеки. Це

дозволило перейти від консервативних до реалістичних оцінок стану РУ та створити національну систему експертиз у сфері 3D-моделювання ВВЕР.

Впровадження RELAP5 в Україні стало можливим завдяки тандему української науки та міжнародної технічної допомоги, насамперед з боку США. Активне впровадження ІТ в учбовий практиці сприяло його подальшому вдосконаленню про що доповідалося на чисельних міжнародних форумах, у тому числі у США [29, 33, 34]. Національний технічний університет України «Київський Політехнічний Інститут» імені Ігоря Сікорського став провідним ВНЗ підготовки кадрів для атомно-енергетичної галузі України.

Одним із видатних викладачів, що приймав участь у підготовці кадрів для атомної енергетики був Сергій Васильович Широков — професор кафедри атомних електростанцій та інженерної теплофізики (АЕСіТФ).

Широков С.В. читав лекції за спеціальністю «Атомна енергетика» та проводив наукову роботу з цього напрямку. Йому належить низка навчальних посібників та методичних розробок для вищої школи [50–53].

З 2003 року, на кафедрі АЕСіТФ, теплогідравлічне моделювання аварійних процесів з використанням коду RELAP5 було інтегровано у практичну частину навчання по теорії ядерних реакторів.

Київський національний університет імені Тараса Шевченка (КНУ) теж фактично став головним науковим та навчальним хабом. Саме тут були виконані розробка навчальних матеріалів та курсів з RELAP5 та підготовка перших українських спеціалістів з комп'ютерного моделювання за допомогою цього коду, що дозволило взяти участь у створенні еталонних теплогідравлічних моделей реакторів ВВЕР для українських АЕС (Рівненська, Запорізька) [54–57] на замовлення НАЕК «Енергоатом» — кінцевого замовника та користувача. Саме для його проєктів із поглибленого аналізу безпеки (In-Depth Safety Assessment) проводилися розрахунки з використанням RELAP5 [42].

Американські лабораторії (PNNL, ANL) стали основним джерелами методологічної підтримки. Pacific Northwest National Laboratory (PNNL) займалася програмою сертифікації альтернативного ядерного палива та навчання фахівців з

Харківського фізико-технічного університету. Argonne National Laboratory (ANL) керувало оцінкою безпеки станцій (Plant Safety Evaluation) міжнародної програми INSP, у рамках якої українські фахівці проходили навчання [41].

У 1992 році була створена приватна компанія «Енергориск», яка стала однією з перших компаній в Україні, що отримала ліцензію на інжинірингові роботи, пов'язані з безпекою ядерних установок, була однією з перших приватних організацій в Україні, яка почала застосовувати сучасні західні аналітичні коди для обґрунтування безпеки АЕС. ТОВ «Енергориск» сфокусувалася на впровадженні RELAP5 для теплогідравлічного аналізу та коду MELCOR для аналізу важких аварій.

Інститут проблем безпеки АЕС (ІПБ АЕС) став майданчиком для ключових експертів України з адаптації та застосування коду RELAP5-3D для аналізу безпеки енергоблоків ВВЕР. Під керівництвом доктора технічних наук, завідувача відділу атомної енергетики Володимира Борисенка працювали за цією тематикою такі вчені: Скалозубов В.І., Комаров Ю.О., Кондратюк В.А., Косенко С.І., Коньшин В.І. [35–41].

До важливих робіт з розвитку комп'ютерного моделювання теплогідравлічних процесів за допомогою коду RELAP5 в Україні відносяться роботи ряду таких дослідників як В. Сverdlov, О. Сverdlov, Ю. Воробйов, О. Жабін, М. Франкова, А. Маланіч, А. Шкарупа, І. Каденко, А. Ковтонюк та інші [49, 56–58, 62, 99].

Активне застосування комп'ютерного моделювання у сфері безпеки РУ стало приводом для моделювання пов'язаних процесів розповсюдження можливих аварійних викидів радіаційних продуктів у навколишнє середовище, його розповсюдження у повітрі, воді та ґрунті. Серед дослідників цього наукового напрямку добре відомі роботи: Морозова А.О., Бровченка І.О., Ковальця І.В., Мадерича В.С., Железняка М.Й. [58–64].

Організація протиаварійних дій на АЕС України має багаторівневу ієрархічну структуру, засновану на використанні симптомно-орієнтованих інструкцій (COAI) [119]. Групи інструкцій можна розділити у залежності від

тяжкості аварій — проєктні аварії, запроєктні аварії та важкі аварії.

Робота присвячена розробці методу визначення критеріїв початку пошкодження активної зони ВВЕР-1000 (далі Метод), що визначають параметрів переходу між інструкціями, зокрема переходу від дій по Інструкції з ліквідації проєктних та запроєктних аварій (ІЛА), сферою застосовності якої є проєктні та запроєктні аварії до переходу аварії у важку фазу, до Керівництва з управління важкими аваріями (КУВА). Дані інструкції містять алгоритми керування аварією у залежності від стану енергоблоку. Мета керування аваріями визначена в інструкціях та полягає у припинення деградації стану реакторної установки, мінімізації наслідків аварії та переведення установки у стабільний контрольований стан. Наразі, остаточно невирішеним залишається питання переходу між інструкціями ІЛА та КУВА.

У 2011 році на енергоблоці №1 ЗАЕС було введено у дію та наразі діє документ 01.ГТ.00.ІН.05.А «Інструкція з ліквідації аварій та аварійних ситуацій на реакторній установці енергоблоку №1 Запорізької АЕС» (ІЛА), який складається з набору аварійних процедур для різних функцій безпеки. Комплект протиаварійної документації ІЛА базуються на розширеному аналізі стану активної зони та РУ у цілому, протягом розвитку аварії. Ці аварійні інструкції ґрунтуються на симптомно-орієнтованому підході, який дозволяє, на основі аналізу поточного стану РУ, передбачати розвиток аварійного процесу та своєчасно планувати дії з управління аварією. ІЛА у форматі СОАІ, призначений для ліквідації аварійних ситуацій, проєктних аварій, а також запроєктних аварій без важкого ушкодження активної зони реактора.

У 2014 році на енергоблоці №1 ЗАЕС було введено у дію документ 01.ГТ.00.РУ.01-14 «Керівництво з управління важкими аваріями на енергоблоці №1 Запорізької АЕС» (далі — КУВА). КУВА було введено у дію вперше та призначено для керування запроєктною аварією після початку пошкодження ядерного палива та оптимізовано для дій в умовах пошкодження АкЗ. Критерій переходу від ІЛА до КУВА, який використовувався при вводиті у дію інструкцій — температура на виході з активної зони $T_{АкЗ}^{вих} = 450\text{ }^{\circ}\text{C}$ обрано на основі якісного

аналізу без розрахункових обґрунтувань. При цьому слід зазначити, що час переходу між інструкціями є визначним для ефективності застосування протиаварійних процедур.

Обмежено використовуючи міжнародний досвід, при виборі критерію входу у КУВА, була прийнята температура на виході з активної зони $T_{АкЗ}^{max}=450\text{ }^{\circ}\text{C}$. Значення температури $T_{АкЗ}^{max}=450\text{ }^{\circ}\text{C}$ було прийнято виходячи з того, що це значення, є максимальною проєктною межею температури теплоносія на виході з активної зони. Слід зазначити, що обраний критерій відповідає початку пошкодження АкЗ для окремих аварій, проте для більшості аварійних послідовностей призводить до раннього, або пізнього входу до КУВА. Наприклад для аварій без течі теплоносія першого контуру, критерій початку пошкодження активної зони (температурі оболонки ТВЕЛ понад $T_{об}^{max} \geq 1200\text{ }^{\circ}\text{C}$), досягається при температурі на виході з активної зони понад $T_{АкЗ}^{max}=900\text{ }^{\circ}\text{C}$.

При визначенні критеріїв початку пошкодження АкЗ $T_{АкЗ}^{max}=450\text{ }^{\circ}\text{C}$, не виконувався аналіз достатності запасу часу виконання дій відповідно до ІЛА, часу досягнення кроку перевірки переходу до КУВА та не враховувалися особливості перебігу різних типів вихідних подій, що впливають на формування вимірюваних параметрів активної зони та їх інтерпретацію. Таким чином може скластися ситуація, за якої час, за який температура $T_{АкЗ}^{max}$ підніметься до $450\text{ }^{\circ}\text{C}$, при певних вихідних подіях, виявляється недостатнім для реалізації стратегій ІЛА, і персонал може перейти до екстремальніших стратегій, що використовуються у КУВА, при цьому не використавши всі можливі стратегії згідно з ІЛА. З іншого боку, може скластися ситуація, за якої спроба виконання всіх дій щодо ІЛА, які починаються при температурі понад $T_{АкЗ}^{max}=390\text{ }^{\circ}\text{C}$, призведе до того, що вхід у КУВА може вже відбутися при температурах набагато вище ніж $T_{АкЗ}^{max}=450\text{ }^{\circ}\text{C}$, тобто. по суті, коли активна зона буде частково зруйнована.

1.4 Огляд міжнародного досвіду визначення критерію переходу від ІЛА до КУВА

Міжнародний досвід визначення критерію переходу від ІЛА до КУВА у першу чергу базується на визначенні критичної температури на виході з реактору, яка має великий діапазон зміни граничної величини. Іноді, для визначення критерію вводять не тільки температуру на виході з активної зони, но і додають залежність температури від тиску, що дозволяє врахувати невизначеність пов'язану з можливими течами першого контуру.

Аналіз критеріїв перехід від ІЛА до КУВА був представлений та проаналізований у ході міжнародної конференції OECD/NEA у 2009 році [65].

Більшість організацій, що експлуатують АЕС з реакторами типу ВВЕР і PWR як критерій переходу від ІЛА до КУВА використовували температуру на виході з активної зони, яка визначалась за допомогою термопар [66–68].

На рис. 1.2 представлено порівняння критеріїв переходу від ІЛА до КУВА, що використовується у різних експлуатуючих організаціях [65].

Великий діапазон значень параметрів (температури або залежність температури від тиску), що використовується різними організаціями, залежить від вибраного підходу до визначення критерію переходу від ІЛА до КУВА.

Чинники, що впливають на вибір критерію переходу:

- Фізичний стан активної зони у момент визначення критерію важкого пошкодження активної зони:
 - активна зона оголена (рівень теплоносія нижче рівня енерговиділяючої частини ядерного палива), але пошкодження палива чи оболонок ТВЕЛ ще не сталося. До пошкодження є якийсь час. Цей стан свідчить про серйозну втрату охолодження та виникнення кризи теплообміну. Критерій CEOG показано на рис. 1.2, використовує цей підхід (що реєструється кривою, по суті кривою насичення, з невеликим запасом, щоб гарантувати, що перегрів був виявлений).

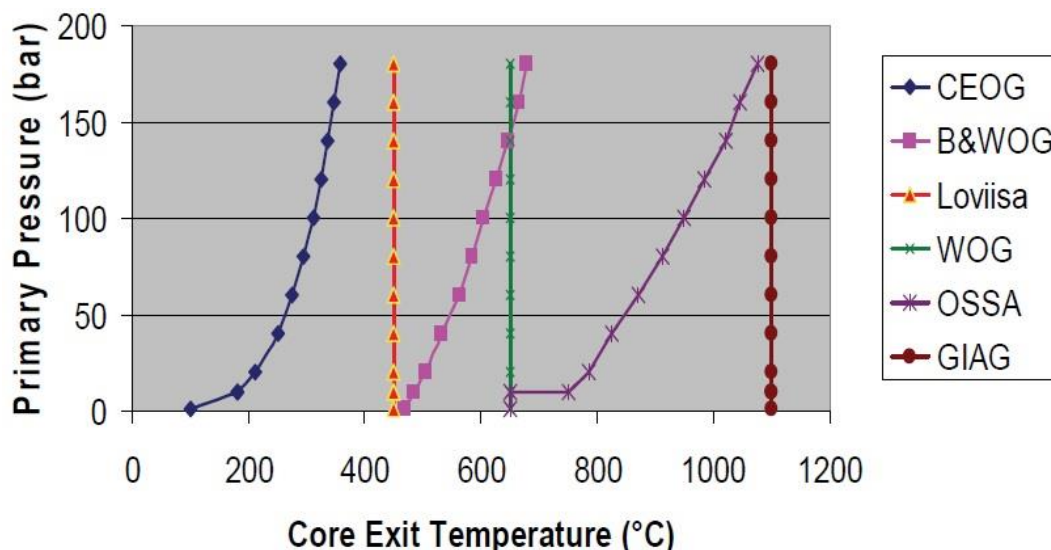


Рисунок 1.2 — Порівняння критеріїв переходу від ІЛА до КУВА

— активна зона оголена, спостерігається пошкодження палива або пошкодження неминуче. Використовувана уставка є фіксованою температурою (яка вказує на значний перегрів за будь-яких умов), або значення перегріву. Такі критерії використовуються WOG та OSSA.

— вже відбувається пошкодження активної зони, яке, як правило, супроводжується викидом продуктів поділу з паливних таблеток, а також визначеним значенням температури на виході з активної зони, яка значно вища за ту, яка використовується для позначення двох попередніх умов — Критерій EDF та GIAG.

• Вибір основного стану, а також значення, яке використовується для його виявлення, залежить від інших характеристик підходу, зокрема від сфери застосування дій ІЛА / КУВА та зони дії процедур:

— одночасне використання ІЛА та КУВА (переходи від КУВА до процедур ІЛА та навпаки);

або

— використання тільки ІЛА / КУВА (після завершення роботи з ІЛА виконується перехід у КУВА);

та

— структура ІЛА / КУВА (визначає на якій фазі розвитку аварійного

процесу необхідно виконувати перехід до КУВА ґрунтуючись на ефективності процедур).

Іншим важливим фактором є структура ІЛА / КУВА. Як довго, при ЗПА, можна використовувати ІЛА (згідно з ефективності аварійних процедур) та фаза аварійного процесу коли необхідно переходити до виконання дій згідно з КУВА. Підхід GIAG обумовлений використанням спеціальної процедури у рамках ІЛА, яка дозволяє покрити деякі явища при виникненні важкої аварії (такі як накопичення водню та горіння, викид розплаву під високим тиском та повзучість розплаву активної зони). Це пояснює вибір значення критерію переходу, що забезпечує пізній вхід до КУВА (після пошкодження активної зони).

«Надбавка» до критерію переходу (часова, температурна), що визначає пізній вхід у КУВА (після пошкодження активної зони) використовується з різних причин, серед яких:

- намагання використовувати простий критерій, можливо, єдине значення температури, щоб охопити діапазон всіх можливих вихідних станів;
- спроба нівелювати неточність / похибку вимірювальних приладів;
- врахування непередбачених, але можливих механізмів затримки формування критерію переходу у реакції апаратури чи персоналу (управління аварією за ІЛА та КУВА виконується різним персоналом — оперативний чи інший).

Важливим фактором, що впливає на вибір критерію є обмеження засобів вимірювання та контролю.

Існує безліч обмежень, пов'язаних із приладами, які використовуються для вимірювання параметрів переходу. Наприклад, питання живучості та кваліфікації обладнання, для умов ЗПА та ВА, можуть накласти додаткові обмеження.

Крім розглянутого вище температурного критерію визначення стану активної зони, деякі організації використовують альтернативні критерії, серед яких рівень теплоносія (реактор, КТ), показання потужності експозиційної дози (ПЕД), концентрація водню.

1.4.1 Підхід Вестінгауз

Якщо у процесі розвитку аварії сталося важке пошкодження активної зони, то має бути виконано перехід від ІЛА до КУВА. Існуючі засоби діагностики, доступні оператору, не дозволяють однозначно ідентифікувати момент важкого пошкодження активної зони. У зв'язку з цим критерій переходу від ІЛА до КУВА у підході Вестінгауз визначався з урахуванням таких припущень [68]:

- до початку входу у КУВА персонал виконував дії згідно з ІЛА;
- якщо дії згідно з ІЛА виконувались коректно, то досягнення умов переходу з ІЛА до КУВА можливе тільки у разі повного знеструмлення, відмови аварійного захисту реактора або у разі перегріву активної зони;
- перехід із ІЛА у КУВА виконується за результатами моніторингу температури на виході з АкЗ.
- якщо дії щодо ІЛА виконуються некоректно (великі тимчасові затримки на виконання дій, проблеми з діагностикою параметрів, помилки персоналу), перехід у КУВА може виконуватися з будь-якої процедури, у разі зростання температури на виході з активної зони.

На АЕС Швеції персонал БЩУ здійснює перехід до КУВА у разі пошкодження активної зони. Критерій переходу від ІЛА до КУВА має бути універсальним для всіх аварій, які можуть виникнути під час роботи РУ на потужності. Точки переходу до КУВА визначені у таких процедурах:

- процедура усунення недостатнього охолодження активної зони;
- процедура реагування на відмову аварійного захисту (АТWS);
- втрата електропостачання.

Критерієм переходу з ІЛА у КУВА є температура на виході з АкЗ понад 650 °C та відсутність будь-яких відновлювальних дій.

Порядок взаємодії між центром технічної підтримки та БЩУ у процесі управління важкою аварією визначено у таких документах:

- негайні заходи та початок роботи центру технічної підтримки.

- правила інформування та взаємодії між ЦТП та БЩУ після активації ЦТП.

1.4.2 Підхід EDF

Критерієм входу у КУВА є такі параметри:

- температура на виході з активної зони понад 1100 °C;
- перевищення потужності дози в атмосфері ГО до значення, що відповідає ймовірному пошкодженню активної зони (задається у вигляді кривої, як залежність потужності дози від часу після спрацювання АЗ).

1.4.3 Досвід Фінляндії

Згідно з фінськими нормативними вимогами встановлено, що гермооболонка АЕС повинна залишатися неушкодженою навіть в умовах розвитку важких аварій. На основі цього Fortum розробила комплексний підхід в управлінні важкими аваріями для АЕС Ловіза, який включає:

- модифікації в обладнанні АЕС;
- оновлення/модифікація систем вимірювання та контролю для забезпечення можливості їх роботи в умовах важкої аварії;
- розробка посібників з управління важкими аваріями;
- удосконалення системи аварійного реагування;
- проведення навчань та тренувань.

Підхід Fortum до управління важкими аваріями складається із чотирьох кроків:

- запобігання пошкодженню активної зони;
- запобігання виникненню великого викиду у результаті плавлення активної

зони;

- пом'якшення наслідків розвитку важкої аварії, які можуть призвести до відмови гермооболонки;
- контроль за викидом у довкілля.

Перші два кроки визначаються виходячи з результатів ймовірнісного аналізу безпеки першого рівня. Виконання третього кроку ґрунтується на виконанні наступних критичних функцій безпеки:

- Підкритичність.
- Охолодження активної зони. Ця функція безпеки включає також утримання розплаву у корпусі реактора за рахунок особливостей проєкту АЕС Ловіза.
- Ізоляція гермооболонки.
- Запобігання виникненню високоенергетичних феноменів (запобігання вибуху водню, запобігання відмови корпусу реактора).
- Запобігання тривалому зростанню тиску у ГО (тривале охолодження ГО).
- Зниження тиску у першому контурі.

Четвертий крок гарантує, що радіоактивні викиди із ізольованої ГО, через дуже малі витоки із захисної оболонки, не перевищують граничні рівні радіоактивних викидів.

Згідно з підходом Fortum, начальник зміни станції несе відповідальність за управління важкою аварією на початковій фазі, поки не сформовано штаб з управління важкою аварією. Після формування аварійного штабу відповідальність за керування важкою аварією несе керівник аварійного штабу (зазвичай керівником штабу є директор АЕС або його заступник). Заступник керівника аварійного штабу виконує функції забезпечення взаємодії між начальником зміни, аварійним штабом, а також організацій з реагування на надзвичайні ситуації.

Служба підтримки управління важкими аваріями повинна бути активована не пізніше 40 хвилин після початку аварії. Її основні завдання — підтримка та контроль дій на БЦУ. Керівник служби підтримки не несе відповідальності за виконані дії та остаточне рішення щодо управління ВА.

Служба підтримки з управління ВА складається з фахівців, які мають глибокі

знання у галузі конструкції атомної станції, а також феноменології протікання важких аварій. Члени групи технічної підтримки проходять спеціальну підготовку щодо функціонування групи, а також робіт з управління важкими аваріями. Основним завданням групи інженерної підтримки є розробка рекомендацій з управління важкою аварією для начальника зміни АЕС. Дані рекомендації ґрунтуються на підставі посібника з управління важкими аваріями, результатів вимірювань параметрів на енергоблоці, а також результатів аналізу поточної ситуації на АЕС. Також слід зауважити, що служба технічної підтримки формується виключно з персоналу АЕС, який у надзвичайних ситуаціях може прибути до штабу досить швидко.

Критерієм переходу з ІЛА у КУВА є перевищення температури на виході з активної зони понад 450 °С (для АЕС Ловіза). Даний критерій був визначений як найбільш оптимальний, виходячи з першочергової необхідності організації охолодження активної зони шляхом підживлення від САОЗ ВТ та/або ГЄ САОЗ з подальшим зниженням тиску та переходом на підживлення від САОЗ НТ, що гарантовано дозволить запобігти глобальній деградації активної зони.

1.4.4 Досвід Болгарії (Козлодуй)

Вхід у КУВА проводиться у разі неможливості або неефективності виконання дій щодо ІЛА, внаслідок важкого пошкодження активної зони. Нemoжливість виконання дій щодо ІЛА є наслідком множини відмов систем та/або компонентів, робота яких дозволяє підтримувати поточний стан енергоблоку. Існуючі на енергоблоці засоби вимірювання не дозволяють однозначно ідентифікувати початок плавлення активної зони, датчики температури, які розташовуються на виході з активної зони можуть «занижувати» температуру (через особливості розташування), крім того, верхнє значення діапазону вимірюваної температури обмежується 800 °С [66].

При виборі критерію переходу з ІЛА до КУВА бралось до уваги таке:

- передбачалося, що оператор виконував дії згідно ІЛА до того, як почалося пошкодження активної зони;
- дії щодо ІЛА виконувались коректно. Внаслідок деградації критичної функції безпеки могли використовуватися такі три процедури ІЛА: «втрата електропостачання», «перегрів активної зони» або «відмова аварійного захисту». У кожній з вищезгаданих процедур виконується моніторинг температури на виході з активної зони і якщо температура на виході з АкЗ перевищує 650 °С, повинен бути виконаний перехід до КУВА.

1.4.5 Узагальнюючі висновки аналізу міжнародного досвіду визначення критерію переходу з ІЛА до КУВА

Аналіз міжнародного досвіду визначення критерію переходу від ІЛА до КУВА показує, що загальноприйнятим параметром є температура на виході з активної зони. Це пояснюється, ґрунтуючись на типовій конструкції реакторів з водою під тиском, безпосереднім послідовним контактом теплоносія з ядерним паливом та датчиками вимірювання температури з найменшою затримкою. Проте значення критерію змінюється від 100 °С до 1150 °С при близьких енергонапруженості та загальній потужності активної зони. Це пояснюється прийнятими початковими та граничними умовами, а також обмеженнями переліку ВП, що аналізуються.

Другим, але менш розповсюдженим підходом, є використання кривої залежності тиску теплоносія першого контуру від температури. Така залежність використовується для врахування особливостей протікання процесів з течією теплоносія першого контуру, які протікають при зниженому тиску у залежності від умовного діаметра течії.

Додатковим чинником, що впливає на вибір критерію є діапазон роботи

засобів вимірювання. Умови розвитку ЗПА та переходу її у важку фазу, протікає при високих температурах, вимірювання яких загалом не передбачено проектом АЕС.

Підсумовуючи, можна зробити висновок про значну невизначеність підходів до визначення критерію початку пошкодження активної зони, та значну різницю у підходах, що використовуються у різних країнах. Така невизначеність пояснюється складністю процесів, що протікають в активній зоні ядерного реактора, постійною зміною характеристик в активній зоні протягом кампанії реактора та різноманітністю можливих ВП, що впливає на характеристики АкЗ у момент досягнення умов пошкодження активної зони. Таким чином, процес визначення критерію переходу від ІЛА до КУВА потребують додаткового вивчення.

1.5 Короткий опис реакторної установки ВВЕР-1000

ВВЕР-1000 — це водо-водяний енергетичний реактор корпусного типу та представляє собою «стандартизовану» модель другого покоління. Теплова потужність реактора становить 3000 МВт, а номінальна електрична потужність енергоблоку — 1000 МВт [25, 71–73].

1.5.1 Активна зона та ядерне паливо

Активна зона ВВЕР-1000 є гетерогенною та має такі характеристики, рис. 1.3 [74]:

- Завантаження палива: близько $66 \div 80$ тон діоксиду урану (UO_2).
- Збагачення палива: використовується паливо із збагаченням до $3,3 \div 4,4\%$ по

ізоотопу ^{235}U .

- Тепловиділяючі збірки (ТВЗ): Активна зона набирається з 163 шестигранних ТВЗ (рис. 1.4), розташованих на трикутній решітці з кроком 236 мм. Така геометрія є однією з ключових відмінностей ВВЕР від реакторів західного дизайну — PWR (рис. 1.5).

- ТВЗ містить 312 ТВЕЛів (тепловидільних елементів), зібраних у пучок. ТВЕЛи являють собою цирконієві труби з паливними таблетками діоксиду урану. Частина ТВЗ може містити вигоряючий поглинач (гадоліній) для вирівнювання енерговиділення, рис. 1.6.

- Висота та діаметр активної зони: Висота активної частини зони становить 3,53 м, еквівалентний діаметр — 3,12 м.

1.5.2 Основний склад обладнання та систем реакторної установки

РУ ВВЕР-1000 складається з чотирьох головних циркуляційних петель (ГЦП), кожна з яких включає наступне основне обладнання:

- Реактор: Вертикальний циліндричний корпус висотою близько 10,9 м та внутрішнім / зовнішнім діаметром 4,1÷4,5 м, в якому розміщена активна зона. Корпус розрахований на робочий тиск 15,7 МПа (160 атм).

Головний циркуляційний насос (ГЦН): відцентровий насос герметичного типу (модифікація ГЦН-195), який забезпечує прокачування теплоносія через активну зону. Продуктивність одного насосу — близько 21200 м³/год.

- Парогенератор (ПГ): горизонтальний парогенератор (модифікація ПГВ-1000), що є ще однією характерною рисою ВВЕР. У ньому відбувається передача тепла від теплоносія першого контуру до теплоносія другого контуру з утворенням пари з тиском 6,27 МПа та температурою 278,5°C.

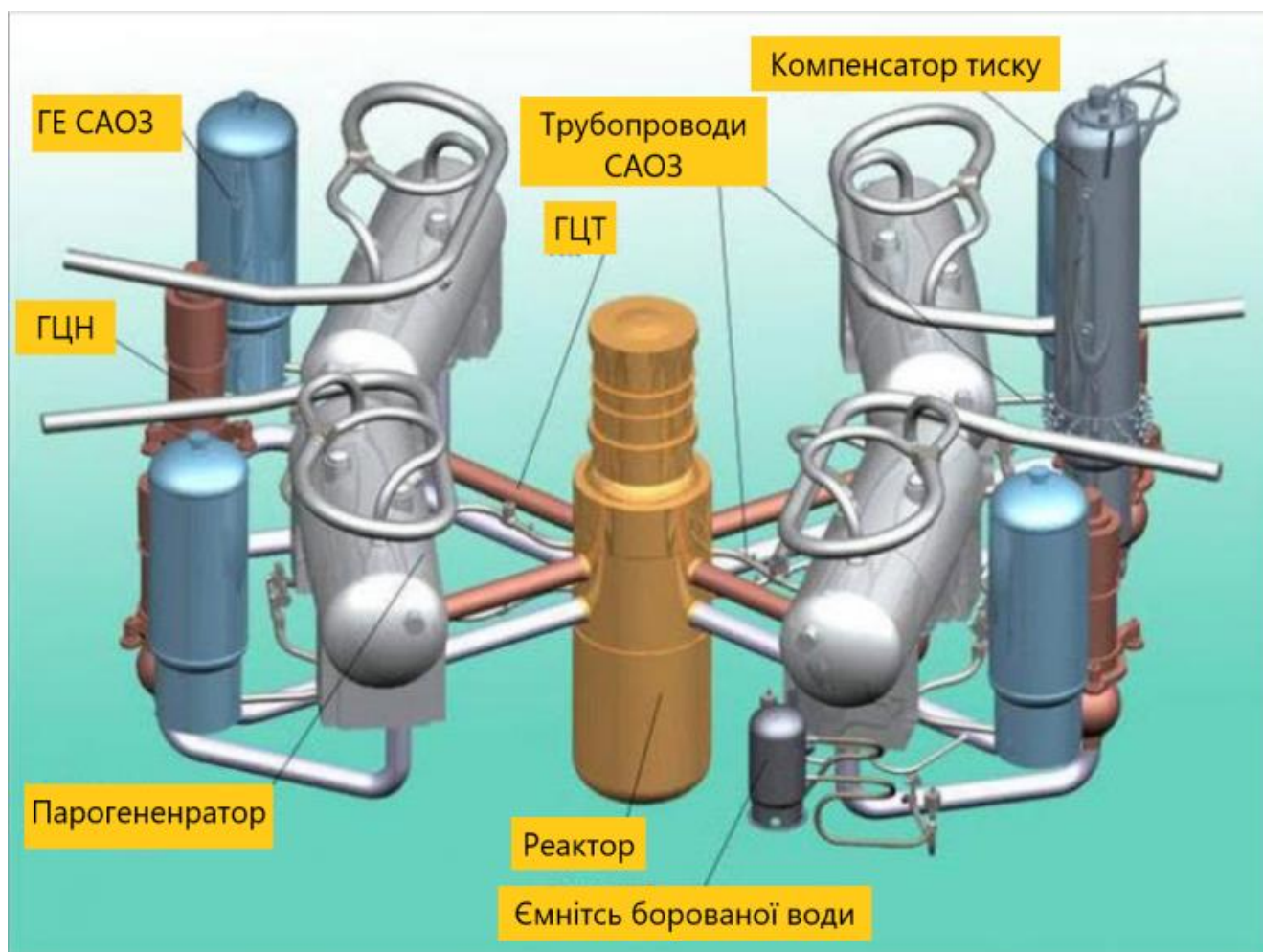


Рисунок 1.3 — Схема розташування основного обладнання ВВЕР-1000

Компенсатор тиску (КТ): пристрій, який підтримує стабільний тиск у першому контурі (15,7 МПа).

Крім того, до основних систем відносяться:

- Система управління і захисту (СУЗ): включає 61 канал з поглинаючими стержнями на основі карбіду бору (B_4C) або диспрозію, які вводяться в активну зону зверху. Використовується для керування потужністю та аварійного захисту.
- Система аварійного охолодження активної зони (САОЗ): складається з трьох незалежних каналів (3x100%), включаючи гідроємності з розчином борної кислоти та насоси високого / низького тиску.
- Герметична оболонка (ГО): залізобетонна циліндрична конструкція з внутрішнім сталевим облицюванням, яка є останнім фізичним бар'єром безпеки енергоблоку.

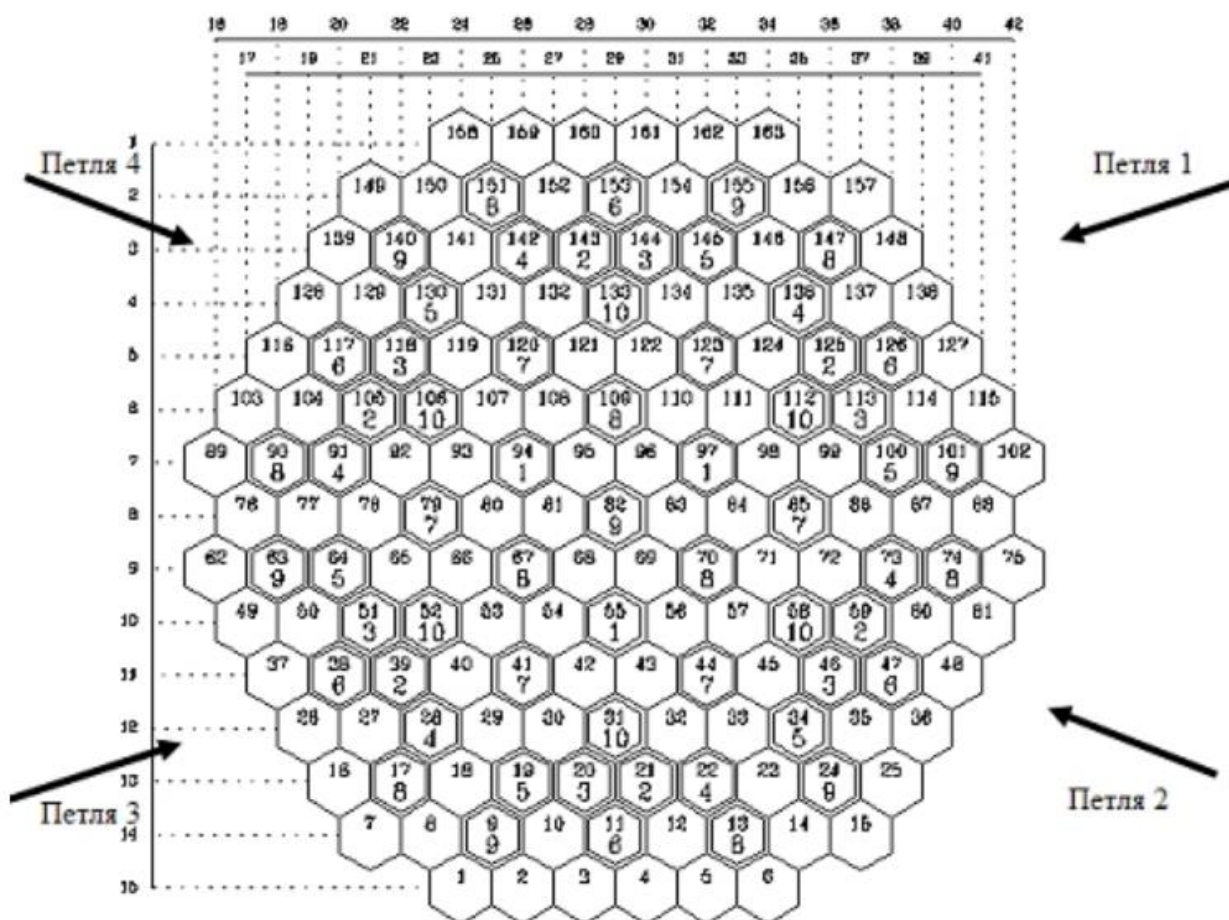


Рисунок 1.4 — Картограма розташування ТВЗ в активній зона ядерного реактора

1.6 Аналіз КУВА

Для запобігання переходу запроєктної аварії у важку стадію оперативний персонал блочного щита управління (БЩУ) використовує ІЛА у форматі СОАІ. У разі виникнення умов переходу запроєктної аварії у важку стадію, виконання ІЛА припиняється і оперативним персоналом задіяні інструкції КУВА [65, 75].

Цілі управління важкою аварією полягають у забезпеченні наступних трьох головних цілей безпеки, досягнення яких гарантує успіх управління аварією [66–68, 75, 76]:

- припинення пошкодження палива в активній зоні на ранній стадії розвитку;

- підтримка локалізуючої здатності ГО настільки довго, наскільки це можливо;
- мінімізація радіаційного викиду як на майданчику АЕС, так і за його межами.

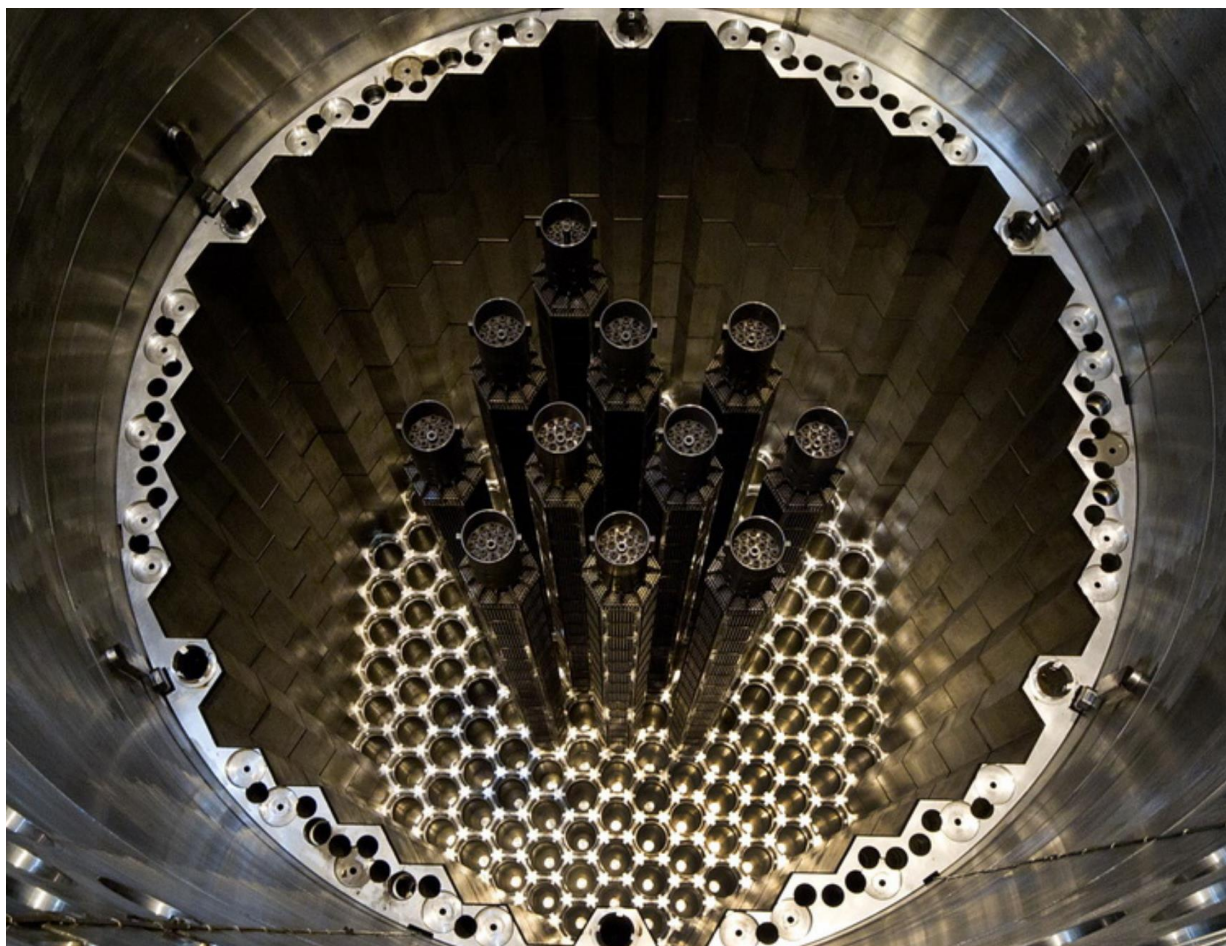


Рисунок 1.5 — Частково завантажена ядерним паливом активна зона ВВЕР-1000



Рисунок 1.6 — ТВЗ ВВЕР-1000. Вид загальний

Згідно з КУВА дії персоналу спрямовані на:

- управління аварією з метою ослаблення наслідків ВА;
- відновлення стабільного стану РУ, порушених функцій та бар'єрів безпеки;
- збереження цілісності фізичних бар'єрів на шляху поширення радіоактивного забруднення;
- довгостроковий контроль стабільного стану РУ;
- організацію виконання робіт із ліквідації наслідків аварії, включаючи невідкладні;
- визначення та використання відповідних стратегій дій персоналу щодо ліквідації порушень з урахуванням прогнозування можливих шляхів розвитку порушень, аварійних ситуацій та аварій для мінімізації їх наслідків.

Комплект КУВА для роботи РУ на потужності застосовується для наступних режимів роботи реакторної установки [78]:

- Робота РУ на номінальному рівні потужності.
- Робота РУ на зниженій потужності.
- Робота РУ на мінімально-контрольованому рівні потужності.
- Робота РУ як «гарячий зупин».
- РУ у стані «напівгарячий зупин».
- Робота РУ як «зупинка випробувань».
- Робота РУ у режимі «холодна зупин».

При виконанні умов входу до КУВА персонал БЩУ переходить до керування важкою аварією відповідно до процедури, яка наказує негайне виконання основних стратегій управління ВА (скидання тиску та підживлення першого контуру).

Персонал БЩУ повинен організувати безперервну діагностику стану енергоблоку відповідно до керівництва «Контроль стану та критеріїв входу у керівництво з управління важкими аваріями» до передачі управління ВА ГПП.

В основу розробки керівництва «Контроль стану та критеріїв входу у керівництво з управління важкими аваріями» покладено таблицю моніторингу стану основних параметрів енергоблоку (симптомів), контроль яких дозволяє повністю охопити як вихід енергоблоку з діапазону стабільного контрольованого стану, так і виникнення серйозних загроз.

На підставі зазначеної діагностики ГП виконує оцінку необхідності залучення того чи іншого КУВА та здійснює управління важкою аварією до моменту досягнення стабільного, контрольованого стану енергоблоку [79].

Під стабільним контрольованим станом енергоблоку мається на увазі такий стан, за якого:

- відновлено стабільне охолодження активної зони;
- знято загрозу руйнування чи подальшого руйнування бар'єрів на шляху поширення радіоактивних продуктів поділу;
- припинено (або обмежено наскільки це можливо) викид продуктів поділу та знято загрозу відновлення суттєвих викидів;
- забезпечено моніторинг параметрів, що дозволяють контролювати стан активної зони, бар'єрів безпеки, радіаційної обстановки, а також обладнання енергоблоку або залучених у процесі керування важкою аварією додаткових засобів, робота яких забезпечує досягнення зазначених цілей.

Використання КУВА завершується одним із наступних результатів:

- енергоблок знаходиться у стабільному контрольованому стані та виконується усунення серйозних загроз;
- енергоблок перебуває у стабільному контрольованому стані, всі серйозні загрози усунуто.

1.7 Аналіз ІЛА РУ

Інструкція з ліквідації аварій та аварійних ситуацій на реакторній установці у форматі СОАІ (далі ІЛА) призначена для управління РУ оперативним персоналом БЦУ при ліквідації наслідків порушень, що спричинили досягнення умов спрацьовування АЗ реактора та/або захисту САОЗ [80].

ІЛА покриває аварійні ситуації, проєктні та запроєктні аварії без важкого пошкодження активної зони [81].

Інструкція застосовується для наступних режимів роботи РУ:

- робота на потужності;
- робота на зниженому рівні потужності;
- мінімально контрольований рівень потужності;
- гарячий зупин;
- напівгарячий зупин;
- зупин для випробувань.

До складу ІЛА входять:

Процедура первинної діагностики.

Процедури оптимального відновлення:

Дерева станів Критичних функцій безпеки (КФБ).

Процедури відновлення КФБ в екстремальних умовах.

Використання процедур оптимального відновлення завершується одним із таких результатів:

- розхолодження реакторної установки;
- перехід до інших процедур з оптимального відновлення;
- перехід до інструкцій нормальної експлуатації;
- вказівкою про необхідність консультацій із керівним адміністративно-технічним персоналом.

За характером перебігу аварійних процесів, а також доступним для управління аварійними процесами обладнання аварії, які можуть призвести до важкого пошкодження активної зони (виникнення умов входу у КУВА), можна розділити на три групи:

- аварії з повною втратою живлення змінного струму;
- аварії з відмовою спрацьовування аварійного захисту;
- аварії з втратою охолодження активної зони.

Виходячи із структури ІЛА, а також з урахуванням міжнародного досвіду, описаного у розділі 1.4, досягнення умов входу у КУВА можливе при неуспішній реалізації відновлювальних дій згідно з ІЛА.

1.8 Висновки до розділу 1

У першому розділі наведено опис об'єкту дослідження яким є аварійні процеси на РУ ВВЕР-1000, визначені основні етапи розвитку ЗПА, що визначають методи та підходи до створення імітаційної моделі, розрахунку основних параметрів елементів реакторної установки які не є прямо вимірюваними.

Визначено метод дослідження, який полягає у виконанні імітаційного моделювання реакторної установки з виконанням детального моделювання окремих елементів, таких як термопари та теплові структури систем вимірювання температури та моделі ядерного палива. Аналіз феноменології розвитку ЗПА показав необхідність виконання моделювання та розрахунку груп представницьких ВП з визначенням основним параметрів перебігу обраних ВП.

Наведено опис історичного розвитку теплогідравлічного моделювання реакторних установкою ВВЕР за допомогою коду RELAP5 в Україні. Початок комп'ютерного моделювання теплогідравлічних процесів у реакторних установках ВВЕР в Україні, почався у 1995 році з міжнародної програми технічної допомоги, навчання та передачі розрахункових кодів. З того часу досягнуто значних результатів у провідних науково дослідних та технічних вузах країни та використання комп'ютерного теплогідравлічного аналізу інтегровано у систему підтримки та обґрунтування безпеки АЕС.

Проведено огляд основних елементів реакторної установки, що є об'єктом імітаційного моделювання та аварійних процедур, що визначають граничні умови моделювання та проведення розрахунків.

Окремо розглянуто міжнародний досвід вирішення подібних завдань, який демонструє відсутність скоординованого підходу до визначення критеріїв переходу від ІЛА до КУВА на основі моделювання процесів в активній зоні, що демонструє важливість та актуальність розробки методики моделювання та аналізу таких процесів із метою визначення критеріїв переходу до КУВА, що потребує застосування методів детального моделювання окремих елементів та можливо,

використання мультимодальних розрахунків.

Основні результати розділу опубліковані автором у працях [1–19].

РОЗДІЛ 2

РОЗРОБКА ІМІТАЦІЙНОЇ КОМП'ЮТЕРНОЇ МОДЕЛІ РУ

У роботі передбачено проведення обчислювального експерименту з метою визначення граничних показників для надійної ідентифікації початку пошкодження активної зони реакторної установки типу ВВЕР-1000. Для цього передбачається розробка та удосконалення імітаційних комп'ютерних моделей теплогідравлічних та радіаційних процесів.

2.1 Загальна інформація про розрахункові коди, що використовувались для розрахунків

Оснoву обчислювального експерименту складатиме імітаційна комп'ютерна модель сценаріїв теплогідравлічних процесів у РУ ВВЕР-1000, побудована з використанням RELAP5 [69], та імітаційна комп'ютерна модель радіаційних процесів, побудована з використанням MICROSIELD [120].

Розробка імітаційної комп'ютерної моделі на основі RELAP5 виконувалась шляхом модернізації базової моделі для цілей аналізу та визначення параметрів на виході з активної зони з урахуванням характеристик РУ [2, 11, 15, 69, 71–74, 82, 83]:

- Врахування нерівномірності енерговиділення по активній зоні.
- Уточненому розташуванню та геометрії термопар кваліфікованих для виконання вимірювань у рамках поставарійного моніторингу.
- Врахування змін нейтронно-фізичних характеристик активної зони.

Алгоритм розробки / модернізації імітаційної комп'ютерної моделі теплогідравлічних процесів у РУ ВВЕР-1000 представлено на рис. 2.1.

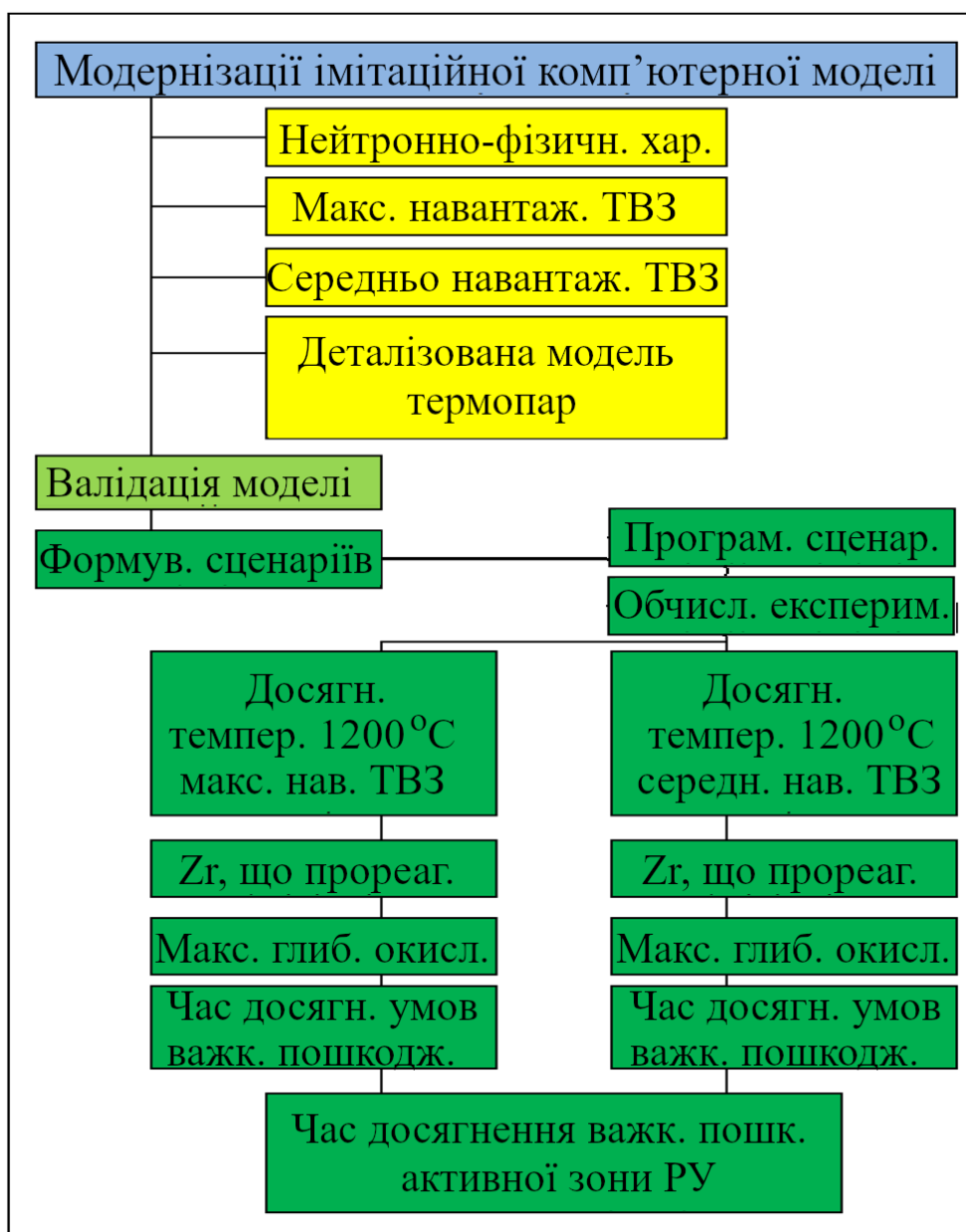


Рисунок 2.1 — Алгоритм розробки / модернізації імітаційної комп'ютерної моделі теплогідравлічних процесів на основі RELAP5 для проведення обчислювального експерименту

Для аналізу теплогідравлічних процесів була використана базова модель, яка була модифікована відповідно до цілей аналізу [2, 11], включаючи:

- 1) детальне моделювання максимально, та середньо навантаженої ТВЗ;
- 2) детальне моделювання системи вимірювання температури (включаючи термопари та конструкційні елементи системи), необхідне для коректного вимірювання температури в умовах низького тиску та густини пари.

3) визначення представницьких нейтронно-фізичних характеристик активної зони, що визначають нерівномірність розподілу параметрів.

Структура розрахункової моделі представлена на рис. 2.2. Блоки моделі включають комплекс програмних продуктів, який забезпечує виконання розрахунків та взаємодію елементів моделі.

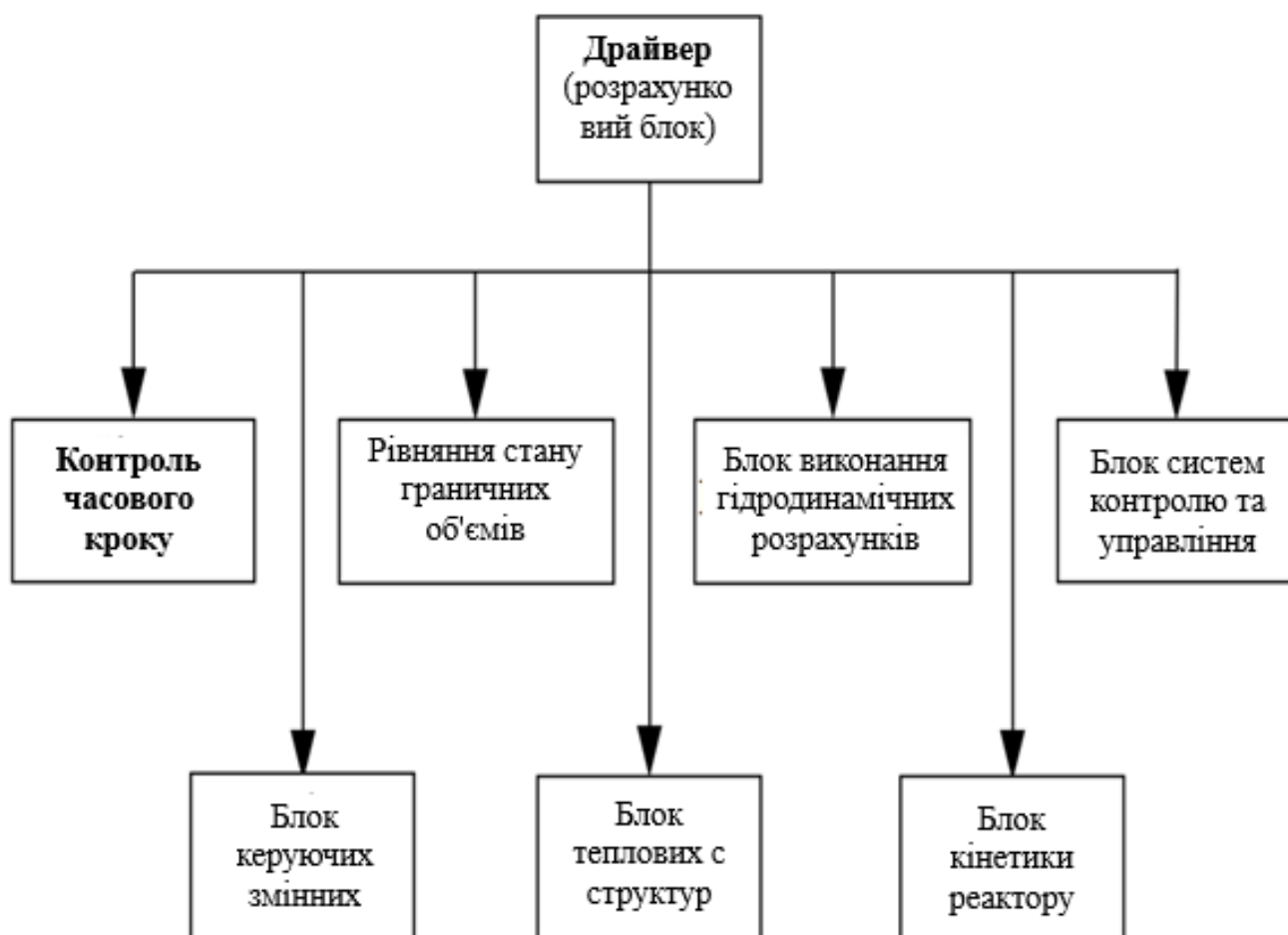


Рисунок 2.2 — Структура моделі коду RELAP5

При розробці імітаційної комп'ютерної моделі для коду RELAP5 для кожного з блоків представлених на рис. 2.2 необхідно створити набір вхідних параметрів, що відповідає реальним параметрам реакторної установки, з урахуванням варіативності даних параметрів для усіх станів РУ та можливих ВП аварій. Опис розробки ключових елементів моделі наведено нижче.

Схема проведення обчислювального експерименту показана на рис. 2.3. Обчислювальний експеримент включає використання розроблених імітаційних

комп'ютерних моделей для моделювання сценаріїв теплогідравлічних процесів у РУ ВВЕР-1000 із використанням RELAP5 (див. п. 4.1) та взаємопов'язану оцінку розвитку сценаріїв аварій з радіоактивними викидами й моделюванням радіаційних полів у гермоб'ємі РУ ВВЕР-1000 із використанням коду MICROSHIELD (див. п. 4.4).

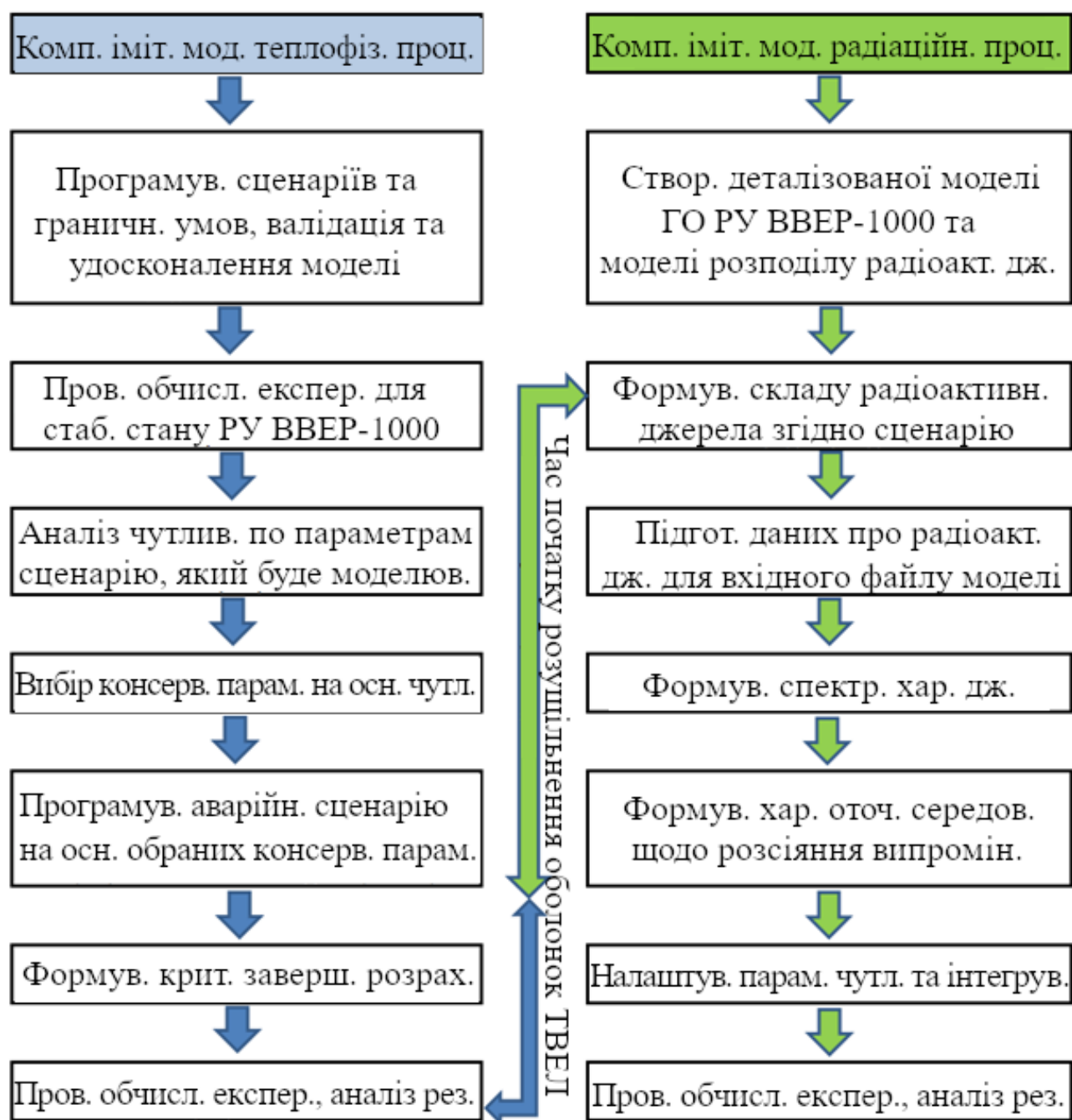


Рисунок 2.3 — Загальна схема проведення обчислювального експерименту

2.1.1 Порядок моделювання та структура вхідних даних у RELAP5

RELAP5 (Reactor Excursion and Leak Analysis Program) — це складна система для моделювання теплогідравлічних процесів, що використовується для аналізу аварійних режимів на АЕС. В обраній версії RELAP5 в основі використовується програмний код на мові Fortran, в якому прописано моделювання теплофізичних процесів у двовимірному наближенні, створено прототипи об'єктів двовимірних геометричних структур та створено набір функцій верхнього рівня (мова опису сценаріїв) для моделювання сценаріїв розвитку подій [69]. Все це створено для того, щоб користувач RELAP5 мав можливість абстрагуватися від моделювання теплофізичних процесів, натомість зосередитися на моделюванні геометрії об'єктів, їх взаємодії та сценаріїв подій [69]. Структура коду побудована за модульним принципом, що дозволяє користувачеві створювати модель будь-якої складності. Основою для моделювання є двофазна модель (рідина та газ), яка вирішує систему диференціальних рівнянь для парової та рідкої фаз (газу та води/теплоносія). Загалом код розв'язує шість рівнянь для таких параметрів, як тиск, внутрішня енергія фаз, швидкість фаз, об'ємна частка пари тощо.

Процес створення моделі у RELAP5 — це побудова своєрідної програми з використанням методів об'єктно-орієнтованого програмування на спеціалізованій мові введення (спеціально розроблений формат вводу даних про об'єкти та функції для опису сценаріїв). Вхідний файл (input deck) організований у вигляді послідовності карток (cards — строки команд та даних) з керуючими словами (спеціальні команди коду). Він має таку структуру:

- 1) заголовок та коментарі: опис моделі та початкові умови (наприклад, витрата, температура, геометрія);
- 2) тип задачі та параметри часу: визначення типу симуляції (нова, перезапуск тощо), тривалості розрахунку, мінімального та максимального кроку за часом;
- 3) опис гідродинамічних компонентів: опис фізичних елементів системи

(труби, насоси, об'єми, клапани тощо). Кожен компонент має свій номер та набір карток з параметрами. Модель будується за принципом з'єднання цих компонентів у гідравлічну схему;

4) теплові структури: моделювання теплопередачі через стінки, паливні елементи тощо;

5) тріпи (Trips): опис логічних умов для спрацювання систем захисту або зміни стану компонентів (наприклад, закриття клапана при досягненні певного тиску);

6) запити на виведення даних: налаштування того, які параметри і як часто будуть виводитися у результаті розрахунку.

Основні елементи та структура моделі, включають:

1) гідродинамічні об'єми (Volumes): елементи, в яких розраховуються маса, енергія та тиск. Вони моделюють певну частину системи (наприклад, об'єм активної зони або парогенератора);

2) з'єднання (Junctions): зв'язки між об'ємами, через які розраховується потік маси та енергії;

3) теплові структури (Heat Structures): одновимірні моделі теплопровідності для стінок, палива тощо. Вони взаємодіють з гідродинамічними об'ємами через теплообмін;

4) спеціальні компоненти: джерела та стоки маси (Time-Dependent Volumes), компоненти для задання граничних умов (Time-Dependent Junctions) тощо;

5) тріпи: логіка керування, яка дозволяє змінювати стан системи у залежності від розрахункових параметрів.

2.1.2 Порядок виконання внутрішніх обчислень у RELAP5

Числове розв'язання системи рівнянь у RELAP5 виконується за певним

послідовним алгоритмом:

1) дискретизація та схеми: використовується метод скінченних різниць. Просторові похідні часто апроксимуються за допомогою протипотокових схем (upwind scheme), що забезпечує стійкість, але вносить деяку похибку. Градієнти тиску апроксимуються з другим порядком точності. Тимчасова дискретизація — напівнеявна (semi-implicit);

2) «неконсервативна» форма: стандартна версія коду використовує неконсервативну форму чисельної апроксимації. Це спрощує обчислення, але може призводити до накопичення похибок маси та енергії, особливо на довгих транзієнтах;

3) крок за часом: автоматичне регулювання кроку за часом є ключовим для стабільності розрахунку. Крок зменшується, коли похибки стають завеликими, або коли відбуваються різкі зміни параметрів. Максимальний крок обмежується умовою Куранта для стабільності чисельної схеми;

4) контроль похибок: вбудовані механізми стежать за тим, щоб похибка усічення маси не виходила за допустимі межі. Якщо похибка зростає, крок за часом автоматично зменшується;

5) вихідні дані: результати записуються у вигляді друкованих звітів (minor/major edits) або у файли для побудови графіків.

2.1.3 Система рівнянь коду RELAP5

Теплогідравлічна модель коду RELAP5 базується на одновимірній (нерівноважній та неоднорідній) моделі двофазної пароводяної суміші.

Система управління та гідродинаміки охоплює 6 основних рівнянь збереження (по 3 для кожної з фаз — рідини та пари):

1. Рівняння збереження маси (нерозривності) — рівняння, що описують зміну густини та маси для рідкої фази та пари:

- для рідини: об'ємна частка, густина та швидкість руху води.
- для пари: об'ємна частка, густина та швидкість руху пари.
- враховують міжфазний масообмін (випаровування та конденсацію);

2. Рівняння збереження імпульсу — рівняння, окремо для фази рідини та пари:

- враховують градієнт тиску, сили гравітації, тертя між фазами (міжфазний опір) та тертя потоку об стінки каналів.

- фази можуть рухатися з різними швидкостями (неоднорідність потоку);

3. Рівняння збереження енергії — 2 рівняння, окремо для рідкої фази та пари:

- враховують внутрішню енергію, роботу сил тиску, теплообмін між стінками та середовищем, а також міжфазний теплообмін.

- фази можуть мати різні температури (термічна нерівноважність);

Окрім базових шести рівнянь, RELAP5 розв'язує додаткові рівняння для моделювання специфічних процесів:

- збереження маси негорючих/неконденсованих газів у паровій фазі;
- збереження розчинних домішок (наприклад, концентрації борної кислоти у теплоносії реактора);

- рівняння кінетики нейтронів та теплопровідності у паливному елементі (теплових плитах) для зв'язаного розрахунку активної зони.

Рівняння загальної густини неконденсованого газу:

$$\alpha_g X_n \frac{\partial \rho_g}{\partial t} + \rho_g X_n \frac{\partial \alpha_g}{\partial t} + \alpha_g \rho_g \frac{\partial X_n}{\partial t} + \frac{1}{A} \frac{\partial}{\partial x} (\alpha_g \rho_g V_g X_n A) = 0, \quad (2.1)$$

де α — об'ємна частка пари; ρ — густина рідини; A — площа поперечного перерізу; V — швидкість рідини; X_n — масова частка неконденсованого газу у паровій фазі; t — час; x — просторова координата; індекси f та g позначають рідку та парову фази відповідно.

Рівняння суми густин:

$$\alpha_g \frac{\partial \rho_g}{\partial t} - \alpha_f \frac{\partial \rho_f}{\partial t} + (\rho_g + \rho_f) \frac{\partial \alpha_g}{\partial t} + \frac{1}{A} \frac{\partial}{\partial x} (\alpha_g \rho_g V_g A - \alpha_f \rho_f V_f A) = 0, \quad (2.2)$$

де α_g та α_f — об'ємні частки газової (парової) та рідкої фаз відповідно; ρ_g та ρ_f — густини газової та рідкої фаз; V_g та V_f — швидкості газової та рідкої фаз; A — площа поперечного перерізу каналу; t — час; x — просторова координата вздовж потоку.

Рівняння різниці густин:

$$\begin{aligned} \alpha_g \frac{\partial \rho_g}{\partial t} - \alpha_f \frac{\partial \rho_f}{\partial t} + (\rho_g + \rho_f) \frac{\partial \alpha_g}{\partial t} + \frac{1}{A} \frac{\partial}{\partial x} (\alpha_g \rho_g V_g A - \alpha_f \rho_f V_f A) = \\ = - \frac{2[H_{ig} \frac{P_S(T^S - T_g)}{P} + (T_S - T_f)H_{if}]}{h_g^* - h_f^*} + 2\Gamma_w \end{aligned}, \quad (2.3)$$

де H_{ig} та H_{if} — коефіцієнти теплопередачі на межі розділу фаз для пари та рідини на одиницю об'єму відповідно, P — тиск насичення, T_f — температура рідини, T_g — температура пари, T_S — температури насичення, h_g^* , h_f^* — ентальпії рідкої та газової фаз, пов'язані з переносом маси через міжфазну границю, Γ_w — утворення пари або конденсація внаслідок тепловіддачі до стінки.

Рівняння суми імпульсів:

$$\begin{aligned} \alpha_g \rho_g \frac{\partial V_g}{\partial t} + \alpha_f \rho_f \frac{\partial V_f}{\partial t} + \frac{1}{2} \alpha_g \rho_g \frac{\partial V_g^2}{\partial x} + \frac{1}{2} \alpha_f \rho_f \frac{\partial V_f^2}{\partial x} = \\ = - \frac{\partial P}{\partial x} + \rho_m B_x - (\alpha_g \rho_g) \text{FWG}(V_g) - (\alpha_f \rho_f) \text{FWF}(V_f) - \\ - \Gamma_g (V_g - V_f) - \text{HLOSSG} * V_g - \text{HLOSSF} * V_f \end{aligned}, \quad (2.4)$$

де α_g та α_f — об'ємні частки газової (парової) та рідкої фаз відповідно; ρ_g та ρ_f — густини газової та рідкої фаз; V_g та V_f — швидкості газової та рідкої фаз; P — тиск; ρ_m — густина суміші; B_x — масова сила (наприклад, проекція прискорення вільного падіння) у напрямку x ; $\text{FWG}(V_g)$, $\text{FWF}(V_f)$ — коефіцієнти

опору стінки для газової та рідкої фаз (функції швидкості); Γ_g — швидкість міжфазного обміну масою; $HLOSSG$, $HLOSSF$ — коефіцієнти втрат імпульсу (наприклад, на місцевих опорах) для газової та рідкої фаз.

Рівняння різниці імпульсів:

$$\begin{aligned} \frac{d\rho_g}{dt} - \frac{dV_f}{dt} + \frac{1}{2} \frac{dV_g^2}{dt} - \frac{1}{2} \frac{dV_f^2}{dt} = & - \left(\frac{1}{\rho_g} - \frac{1}{\rho_f} \right) \frac{dP}{dx} - FWG \cdot V_g + FWF \cdot V_f \\ & + \frac{\Gamma_g [\rho V_1 - (\alpha_g \rho_g V_f + \alpha_f \rho_f V_g)]}{\alpha_g \rho_g \alpha_f \rho_f} - \rho_m FI (V_g - V_f) - \frac{C \rho_m^2}{\rho_g \rho_f} \frac{\partial}{\partial t} (V_g - V_f) , \\ & + \frac{\rho_m}{\rho_g \rho_f} (\rho_f - \rho_g) B_y \frac{dy}{dx} - HLOSSG \cdot V_g + HLOSSF \cdot V_f \end{aligned} \quad (2.5)$$

У рівняннях, ρ_m — густина суміші, V_x та V_y — об'ємні сили у напрямку координат X та Y відповідно, V_1 — швидкість на межі розділу фаз, FWF та FWG — коефіцієнти опору стінки для рідкої та парової фаз відповідно, Γ — об'ємна швидкість обміну масою, Γ_g — швидкість утворення пари, Γ_{ig} — перенос маси на межі пара/рідина в об'ємі рідини, Γ_w — перенос маси на межі пара/рідина у тепловому прилеглому шарі біля стінок, F_I — коефіцієнт міжфазного опору, C — коефіцієнт приєднаної маси, а інші використані символи визначено раніше.

Рівняння енергії для парової фази:

$$\begin{aligned} & -(\rho_g u_g + P) \frac{da_g}{dt} + a_g u_g \frac{d\rho_g}{dt} + \alpha_g \rho_g \frac{du_g}{dt} + \\ & + \frac{1}{A} \left[\frac{d}{dx} (a_g \rho_g u_g V_g A) + P \frac{d}{dx} (a_g V_g A) \right] = \\ & = \left(\frac{h_f^*}{h_g^* - h_f^*} \right) \frac{P_s}{P} H_{ig} (T^s - T_g) + \left(\frac{h_g^*}{h_g^* - h_f^*} \right) H_{if} (T^s - T_f) + \\ & + \left(\frac{P - P_s}{P} \right) H_{gf} (T_g - T_f) - \left[\left(\frac{1+e}{2} \right) h_g' + \left(\frac{1+e}{2} \right) h_f' \right] \Gamma_w + Q_{wg} + DISS_g \end{aligned} \quad (2.6)$$

Рівняння енергії для рідкої фази:

$$\begin{aligned}
& -(\rho_f u_f + P) \frac{da_g}{dt} + a_f u_f \frac{d\rho_f}{dt} + \alpha_f \rho_f \frac{du_f}{dt} + \\
& + \frac{1}{A} \left[\frac{d}{dx} (a_f \rho_f u_f V_f A) + P \frac{d}{dx} (a_f V_f A) \right] = \\
& = \left(\frac{h_f^*}{h_g^* - h_f^*} \right) \frac{P_s}{P} H_{ig} (T^s - T_g) + \left(\frac{h_g^*}{h_g^* - h_f^*} \right) H_{if} (T^s - T_f) + \\
& + \left(\frac{P - P_s}{P} \right) H_{gf} (T_g - T_f) - \left[\left(\frac{1+e}{2} \right) h'_g + \left(\frac{1+e}{2} \right) h'_f \right] \Gamma_w + Q_{wf} + \text{DISS}_f
\end{aligned} \quad (2.7)$$

У рівняннях (2.6), (2.7) u_g та u_f — це питомі внутрішні енергії газової та рідкої фаз відповідно, H_{gf} — коефіцієнт контактної (прямої) теплопередачі на одиницю об'єму, h_g та h_f — питомі ентальпії пари та рідини, пов'язані з переносом маси через пристінковий (тепловий) приграничний шар, відповідно, ϵ шорсткість поверхні, Q_{wg} та Q_{wf} — інтенсивність тепловіддачі до стінки для газової та рідкої фаз на одиницю об'єму відповідно, DISS_g та DISS_f — функції дисипації енергії для газової та рідкої фаз відповідно, а інші використані символи визначено раніше.

2.1.4 Елементи моделі коду RELAP5

Модель ВВЕР-1000 для коду RELAP5 складається із опису тисяч елементів моделі, які створюють єдину взаємопов'язану систему. На рис. 2.4 нижче представлено фрагмент моделювання модулю теплової структури, що моделює теплофізичні властивості термопари на виході з активної зони.

На рис. 2.4 указано шифр, який включає:

- 10561000 — картка основної інформації теплової структури: кількість аксіальних та радіальних слоїв структури, тип геометрії, ідентифікатор типу розрахунку та ліву координату структури;
- 10561100 — технічна картка формату теплової структури, що визначає

параметри завдання даних;

```

=====
*
*      TEMPERATURE CALCULATIONS
*
=====
*
*      Hot channels exit thermocouples ('C)
*
=====
10561000  1      5      2      1      0.00
10561100  0      1
10561101  2      0.002
10561102  2      0.004
10561201  7      2
10561202  6      4
10561301  0.0    4
10561400  0
10561401  593.15  5
10561501  0      0      0      1      0.017      1
10561601  05701  0000  0      1      1      0.017      1
10561701  0      0.0    0.0    0.0    1
10561801  0.0    12.0    12.0    0.0    0.0    0.0    0.0    1.0    1
10561901  0.008  12.0    12.0    0.0    0.0    0.0    0.0    1.0    1
*
20561700  cv6170  sum  1.0  0.0  1
20561701  -273.15 1.0  htemp 056100101

```

Рисунок 2.4 — Фрагмент моделі РУ ВВЕР-1000 для коду RELAP5,
що моделює ТС термopари

- 10561101 — 10561102 — картки, що визначають розташування та інтервали — кількість інтервалів та праву координату;
- 10561201–10561202 — картки властивостей матеріалів, що визначають номер інтервали та номер відповідних властивостей матеріалів;
- 10561301 — характеристики розподілення енерговиділення теплової структури;
- 10561400 — картка завдання формату визначення початкової температури;
- 10561401 — картка визначення початкової температури;
- 10561501 — картка завдання граничних умов по лівій границі ТС;
- 10561601 — картка завдання граничних умов по правій границі ТС;
- 10561701 — картка завдання енерговиділення;
- 10561801 — картка додаткових граничних умов по лівій границі ТС;

- 10561901 — картка додаткових граничних умов по лівій границі ТС;
- 2056170х — картка опису контрольної змінної, що визначає формат індексації даних теплової структури у моделі.

На рис. 2.5 представлено фрагмент імітаційної комп'ютерної моделі на основі RELAP5 із програмуванням розрахунку максимальної температури на виході з АкЗ.

```

*=====
*                               TEMPERATURE CALCULATIONS
*=====
*-----
*      Core exit thermocouples ( 'C)
*-----
20561110  cv6111  sum  1.0  0.0  1
20561111  -273.15 1.0 httemp 061100101
20561120  cv6112  sum  1.0  0.0  1
20561121  -273.15 1.0 httemp 062100101
20561130  cv6113  sum  1.0  0.0  1
20561131  -273.15 1.0 httemp 063100101
20561140  cv6114  sum  1.0  0.0  1
20561141  -273.15 1.0 httemp 064100101
*
20561150  cv6115  stdfctn 1.0  0.0  1 * Max CET T/C
20561151  max      cntrlvar 6111  cntrlvar 6112
20561152      cntrlvar 6113  cntrlvar 6114
*
20561170  cv-6117  stdfctn 1.0  0.0  1
20561171  max      tempf 051020000  tempf 052020000
20561172      tempf 053020000  tempf 054020000
20561180  cv6118  sum  1.0  0.0  1 * MAX CET tempf
20561181  -273.15 1.0 cntrlvar 6117
*
20561190  cv-6119  stdfctn 1.0  0.0  1
20561191  max      tempg 051020000  tempg 052020000
20561192      tempg 053020000  tempg 054020000
20561200  cv6120  sum  1.0  0.0  1 * MAX CET tempg
20561201  -273.15 1.0 cntrlvar 6119
*
*-----
*      Reactor upper plenum thermocouple ( 'C)
*-----
20561160  cv6116  sum  1.0  0.0  1 * Reactor top T/C
20561161  -273.15 1.0 httemp 065100101
*
20561210  cv6121  sum  1.0  0.0  1 * Reactor top tempf
20561211  -273.15 1.0 tempf 090010000
20561220  cv6122  sum  1.0  0.0  1 * Reactor top tempg
20561221  -273.15 1.0 tempg 090010000

```

Рисунок 2.5 — Фрагмент моделі РУ ВВЕР-1000 для коду RELAP5, що моделює блок розрахунку температури

На рис. 2.5 представлені такі основні елементи:

- Cntrlvar 6111 — контрольна змінна та номер контрольної змінної;
- Tempf 051020000 — системний параметр температури рідини в об'ємі 51-02.
- Tempg 051020000 — системний параметр температури газу (включаючи пару) в об'ємі 51-02.
- htemp — температура теплової структури.

Модель РУ ВВЕР-1000 для коду RELAP5 включає деталізований опис параметрів кожного елементу, що моделюють теплогідравлічні, теплофізичні та нейтронно-фізичні параметри, системи керування та блок обробки даних.

2.2 Загальна інформація про розрахунковий код MICROSIELD

MICROSIELD — це програма для розрахунку захисту від гамма-випромінювання та оцінки дозових навантажень, яка широко використовується у радіаційній безпеці та ядерній фізиці [120].

В основі MICROSIELD лежить точково-ядерний метод. Це детерміністичний підхід, який значно швидший за складні ймовірнісні методи (такі як Монте-Карло) [120]. Програма виконує розрахунок наступним чином [120]:

1. Розбиття джерела на довільне об'ємне джерело (наприклад, циліндр, сфера) розбивається на безліч елементарних точкових джерел.
2. Розрахунок ослаблення для кожного такого «точкового джерела» розраховується ослаблення гамма-квантів у речовині (захисті) з використанням коефіцієнтів ослаблення .
3. Урахування розсіювання (фактор накопичення) для врахування фотонів, що розсіялися у захисті, до розрахунку вводиться фактор накопичення. Це ключовий параметр методу, який дозволяє скоригувати результат для отримання більш точного значення дози.
4. Підсумовування дозових внески від усіх точкових джерел додаються у

заданій точці детектування.

MICROSHIELD має такі основні функції:

- Включає 16 вбудованих геометрій для опису джерела та захисту (наприклад, точка, лінія, диск, сфера, циліндр, прямокутний об'єм тощо).
- Використовує актуальні бази даних щодо нуклідів (ICRP 38, 107), ослаблення та дозових коефіцієнтів (ICRP 21, 51, 71, 74, 116) [108–114].
- Включає бібліотеку понад 100 матеріалів (на основі NIST, ANSI/ANS-6.4.2-2006) і дозволяє створювати власні матеріали на основі молекулярних властивостей [115].
- Містить інструменти для розрахунку розпаду джерел, аналізу чутливості, оцінки потужності дози, екстраполяції результатів та розрахунку тепловиділення.
- Дозволяє безпосередньо експортувати результати розрахунків.

Детальна комп'ютерна імітаційна модель ГО РУ ВВЕР-1000 на основі MICROSHIELD та сценаріїв формування викидів радіоактивних газів та аерозолів у ГО РУ ВВЕР-1000 наведена у п. 4.4.

2.3 Розрахункова модель ЯПВУ ВВЕР-1000 для комп'ютерного коду RELAP5

У цьому розділі наводиться опис комп'ютерної імітаційної моделі реактора, циркуляційних трубопроводів, системи компенсації тиску та парогенераторів. За основу було взято модель описану у [15], яка є базовою покращеною моделлю ВВЕР-1000 розробленою для коду RELAP-5 та включає у себе просторову 3D конструкцію основного обладнання включаючи реактор та парогенератори, що дозволяє підвищити точність розрахунків особливо для несиметричних перехідних процесів, що супроводжуються диференціацією потоків по циркуляційним петлям РУ. Дана модель включає основні елементи реакторної установки, такі як:

- Реактор.
- Парогенератори.
- Головні циркуляційні трубопроводи.
- Головні циркуляційні насоси.
- Компенсатор тиску з імпульсно-запобіжними пристроями (ІЗП КТ).

Елементи систем безпеки та допоміжні системи моделювались функціонально. Верифікація базової розрахункової моделі була виконана у [15]. Елементи моделі сопрягаються між собою через граничні умови, процеси у елементах описуються законами теплогідравліки та гідрогазодинаміки.

Набір вихідних даних для коду RELAP5 призначений для виконання детерміністичних аналізів вихідних подій, що постулюються, у рамках аналізу проєктних аварій на енергоблоці ВВЕР-1000 для розрахунків теплогідравлічних процесів у першому і другому контурах РУ з метою обґрунтування безпеки.

У цьому розділі наведено короткий опис основних компонентів розрахункової моделі для коду RELAP5.

Детальний опис елементів розрахункової моделі наведено у [15].

Розрахункова модель та її загальний опис включає дані щодо:

- гідродинамічних елементів, для яких наведено значення площі прохідного перерізу / об'єму, довжини, вертикальної орієнтації, гідравлічного діаметра, коефіцієнтів місцевого опору тощо;
- теплових структур, для яких наведено значення товщини стінки, характерної довжини, внутрішнього та зовнішнього діаметра, теплофізичних властивостей матеріалів, джерел тепла тощо;
- нейтронної кінетики, до складу якої входять дані щодо опромінення/вигорання палива, початкової реактивності, груп нейтронів що запізнюються, характеристик реактивності для проєктного стаціонарного паливного завантаження енергоблоку та ін.;
- контрольних систем, які включають дані з управління обладнанням, дані для встановлення взаємозв'язку між різними контрольними системами та контрольованими гідродинамічними компонентами та/або тепловими

структурами, характеристики контролюваного обладнання.

2.3.1 Реактор ВВЕР-1000

Розроблена модель комп'ютерна імітаційна модель реактора [15] є чотирьох секторною. Для цього активна зона реактору розділена на чотири сектори, кожен з яких з'єднано з відповідною ниткою головного циркуляційного трубопроводу. Кожний сектор моделює четверту частину активної зони, з поперечними зв'язками для імітації перетоків теплоносія між секторами, рис. 2.6. У кожному секторі виділено по три канали: середньо навантажена ТВЗ; максимально навантажена ТВЗ; максимально навантажений ТВЕЛ у гарячій ТВЗ.

Таке компонування дозволяє імітувати незалежний рух теплоносія у межах кожної окремої петлі. Область вхідних та вихідних патрубків розділена на вісім рівних частин, що імітують кільцеві зазори між шахтою та корпусом реактора. Таке розділення дозволяє з меншою долею консерватизму моделювати розподілення потоків при різноманітних конфігураціях роботи ГЦН (режими роботи РУ при роботі 4-х, 3-х або 2-х ГЦН). Вплив підключень патрубків САОЗ в опускній ділянці на зв'язках 67–1 і 69–1, створює вплив на потік теплоносія вниз по опускній ділянці і призводить до змішування теплоносія з сусіднім сектором проти годинникової стрілки. Далі така модель реактора за текстом називатиметься «асиметричною».

Користувач може відключити додатковий опір патрубків САОЗ та отримати так звану «симетричну» модель, де теплоносій петлі майже незмішаним входить у відповідний сектор активної зони. За замовчуванням модель залишена «асиметричною» (з урахуванням процесу змішування теплоносія між секторами активної зони в опускній ділянці РУ). Байпаси спрощено представлені загальними для всіх секторів (рис. 2.6).

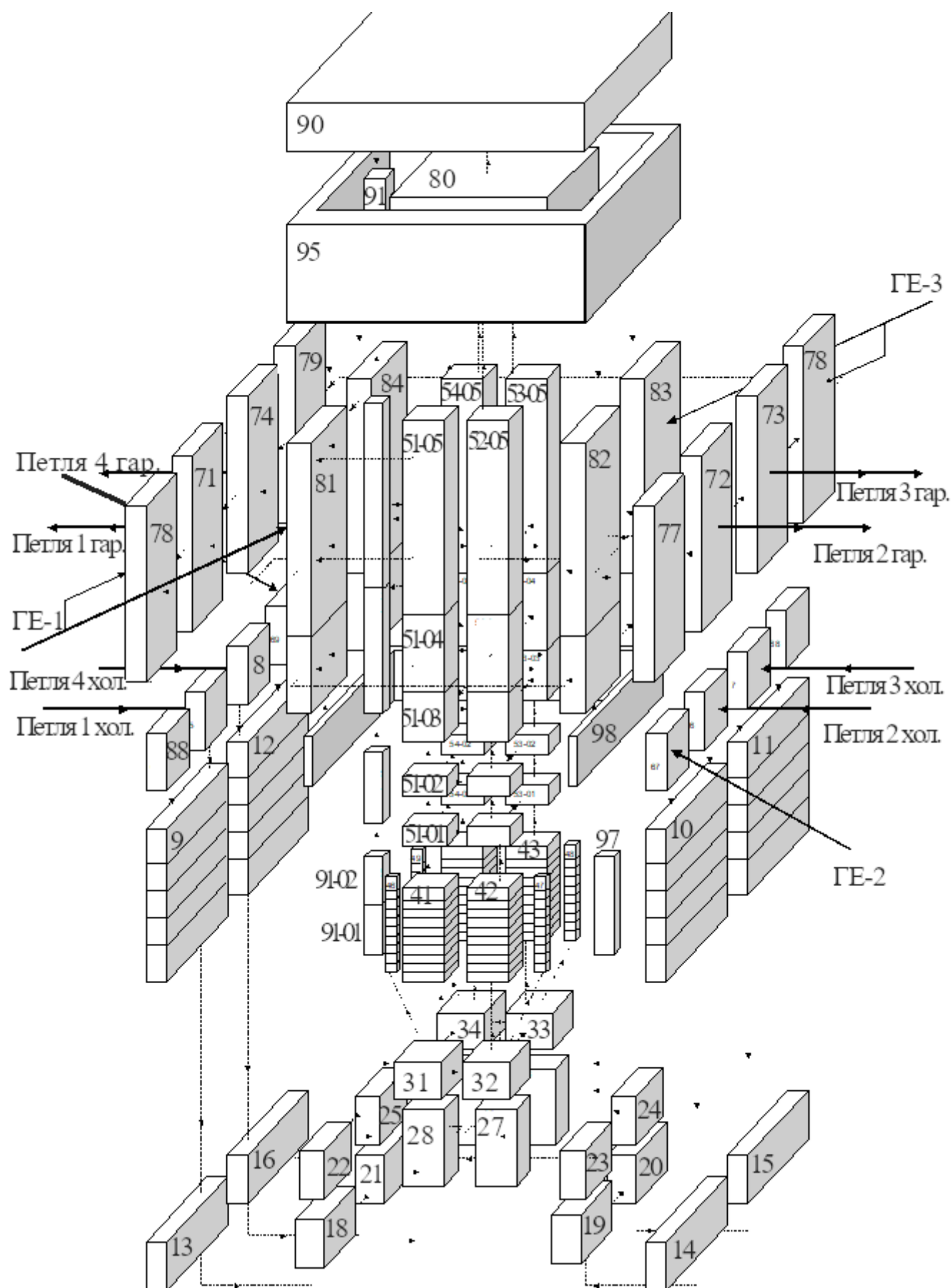


Рисунок 2.6 — Нодалізаційна схема реактора

2.3.2 Активна зона реактора

Активна зона реактора представлена гідродинамічними елементами 41-44, 45, 46-49. Ці гідродинамічні елементи являють собою гідравлічні об'єми та з'єднання активної зони від початку до кінця паливного стовпа у гарячому стані. Характеристики об'ємів спочатку будуть знаходитися загалом, а потім розподілені між квадрантами. Елемент 41 відповідає квадранту який входить петля №1, елемент 42 відповідає петлі №2 і т.д. У кожному квадранті буде виділено по одному гарячому каналу (елементи 46-49), відповідному за об'ємом однієї ТВЗ. Елемент 45 є множинним зв'язком забезпечує перетікання між елементами 41, 42, 43, 44 у площині, а також з'єднання ГЄ 46-49 з ГЕ 41-44. Елементи 41-44, 46-49 моделюються компонентами RELAP типу «pipe» з 10 субелементами по висоті. Елемент 45 моделюється компонентом RELAP типу «mtp|jun».

Розрахунок вхідних параметрів контрольних об'ємів ГЕ 41-44,45,46-49 та з'єднань між ними заснований на даних [25]. Результати розрахунків наведено у Додатку Д. Розрахунки включають геометричні розміри елементів, характеристики взаємозв'язків та визначення гідравлічного опору елементів.

2.3.3 Налаштування розрахункової моделі

2.3.3.1 Гідравлічні втрати у активній зоні

Налаштування моделі для однорідної активної зони, що складається з ТВЗ, виконано на номінальному рівні потужності при витраті теплоносія через реактор 84800 м³/год, шляхом узгодження коефіцієнтів гідравлічного опору (КГО) на ділянках (вхідному, що обігривається та вихідному) ТВЗ із проєктними. Розрахунок

КГО виконано на підставі моделі перепаду тиску на ділянках ТВЗ з нормуванням на прохідний переріз 0,0254 м². Вибір КГО виконувався ітераційним способом до прийнятного збігу з проєктними значеннями на зв'язках гідравлічних елементів між вхідною ділянкою активної зони реактора і входом у ділянку ТВЗ, що обігривається, на зв'язках обігриваємо ділянки ТВЗ і на зв'язках виходу обігриваємо ділянки ТВЗ (використовуються дані для ТВЗ-W) і вихідної частини активної зони [85].

Таблиця 2.1 — Результати налаштування моделі у стаціонарному стані

Ділянка ТВЗ	КМО, розрахований з ΔP	Проєктний КМО
Вхідний	1,028	1,03
Обігривається	12,672	12,67
Вихідний	2,490	2,49
Сумарний	16,189	16,19

При розрахунку КГО застосовуються такі формули:

- для частини, що обігривається

$$\Delta P = (\rho_{\text{avg}}/2) \times (K \times V_{\text{avg}}^2 + V_{\text{out}}^2 - V_{\text{in}}^2), \quad (2.8)$$

де ΔP — перепад тиску (Па);

V_{avg} , V_{out} , V_{in} — швидкість теплоносія середня, на виході і вході у ділянку, що обігривається відповідно (м/с);

ρ_{avg} — середня густина теплоносія (кг/м³);

K — коефіцієнт гідравлічного опору ділянки;

- для частини, що не обігривається:

$$\Delta P = \rho/2 \times K \times V^2, \quad (2.9)$$

де ΔP — перепад тиску (Па);

V — швидкість теплоносія на виході з активної зони реактора (м/с);

ρ — густина теплоносія на виході з активної зони (кг/м³);

K — коефіцієнт гідравлічного опору ділянки.

2.3.3.2 Протікання трактом реактора та перепад тиску на ділянках реактора

Протікання теплоносія повз активну зону, що не бере участь в охолодженні ТВЕЛів, налаштовані відповідно до реальних характеристик каналів вигородки. Налаштування каналів протікання реалізується шляхом коригування місцевих опорів цих каналів. Граничні умови моделі реактора аналогічні попереднім, використаним для налаштування гідравлічних втрат трактом реактора. Результати ітераційної настройки у відсотковому відношенні до загальної витрати через реактор представлені у табл. 2.2 [86].

Таблиця 2.2 — Налаштування протікання активної зони реактора

Протікання активної зони реактора	Модель, %	Проект ТВЗ- W, %
Протікання між камерами вхідних і вихідних патрубків	0,1003	0,1
Сумарні протікання у каналах вигородки, а також між вигородкою та шахтою	0,700	0,7
Сумарні протікання через канали ПЕЛ і центральну трубку у касетах	2,199	2,2

Перепад тиску на ділянках реактора налаштований відповідно до даних [25]. Налаштування перепадів тиску здійснюється шляхом коригування місцевих опорів

граничних з'єднань ділянок. Граничні умови моделі реактора аналогічні попереднім, використаним для налаштування гідравлічних втрат трактом реактора.

2.4 Головні циркуляційні трубопроводи

Модель ГЦТ описує 4 петлі. Кожна петля містить «холодну» та «гарячу» нитки. На малюнках представлено нодалізаційну схему петель ГЦТ (рис. 2.7, рис. 2.8). Гідродинамічні елементи моделі ГЦТ стикаються за допомогою набору граничних умов.

«Холодна» нитка 1-ї петлі базової моделі розбита на 2 основні ділянки (є елементом базової моделі): 1-ї від ПГ до ГЦН, 2-ї від ГЦН до входу у реактор, включаючи патрубок реактора. Ділянка від ПГ до ГЦН розбита на 11 гідродинамічних елементів. До ГЕ 113-02 приєднаний патрубок системи підживлення. Ділянка від ГЦН до реактора розбита на 7 гідродинамічних елементів. До ГЕ 116-03 приєднаний патрубок САОЗ НТ. До ГЕ 116-04 приєднаний патрубок САОЗ ВТ, а також патрубок відбору води 1-го контуру для впорскування КТ. «Гаряча» нитка базової розбита на 7 гідродинамічних елементів. У 1 об'єм під'єднаний вихідний патрубок реактора. До ГЕ 100-04 приєднано патрубок САОЗ НТ.

«Холодна» нитка 2-ї петлі розбита на 2 основні ділянки: 1-ї від ПГ до ГЦН, 2-ї від ГЦН до входу у реактор, включаючи вхідний патрубок реактора. Ділянка від ПГ до ГЦН розбита на 11 гідродинамічних елементів. До ГЕ 213-02 приєднаний патрубок системи підживлення. Ділянка від ГЦН до реактора розбита на 8 гідродинамічних елементів. До ГЕ 216-03 приєднаний патрубок системи продування. «Гаряча» нитка 2-ї петлі розбита на 7 гідродинамічних елементів. У 1 об'єм включений патрубок реактора.

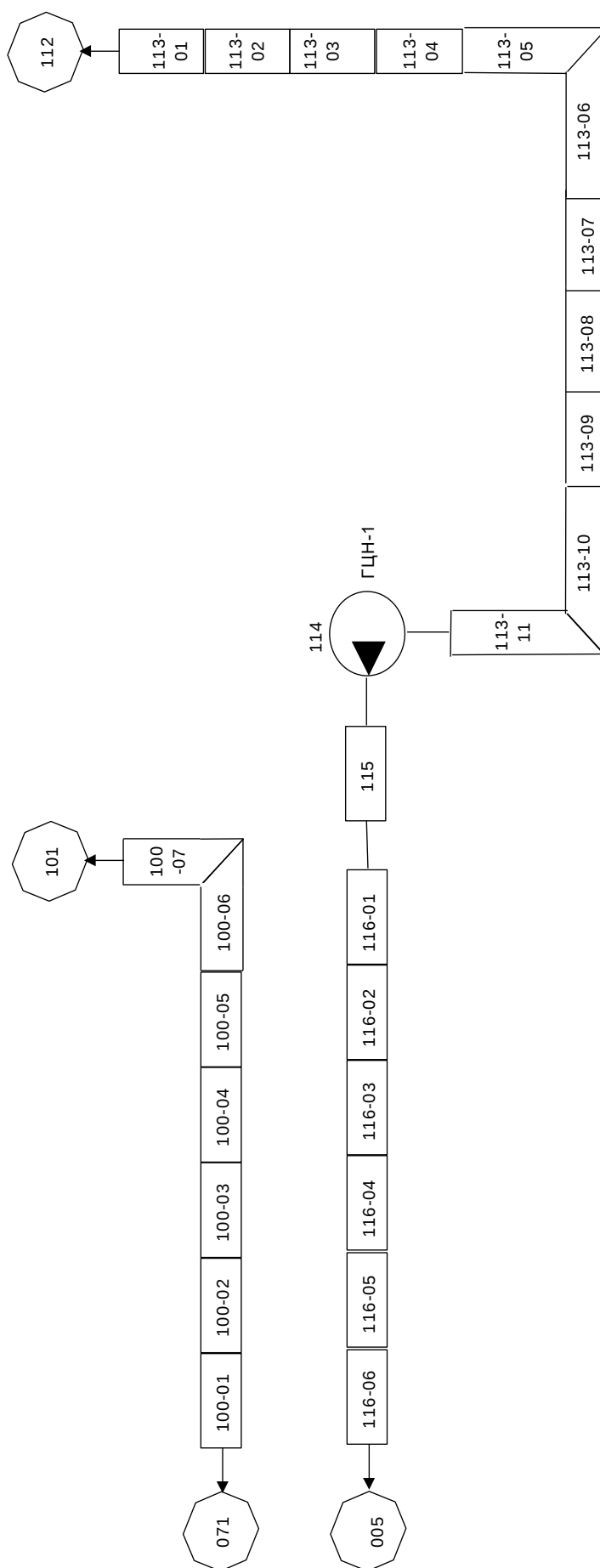


Рисунок 2.7 — Нодалізаційна схема петлі ГЦТ №1-3

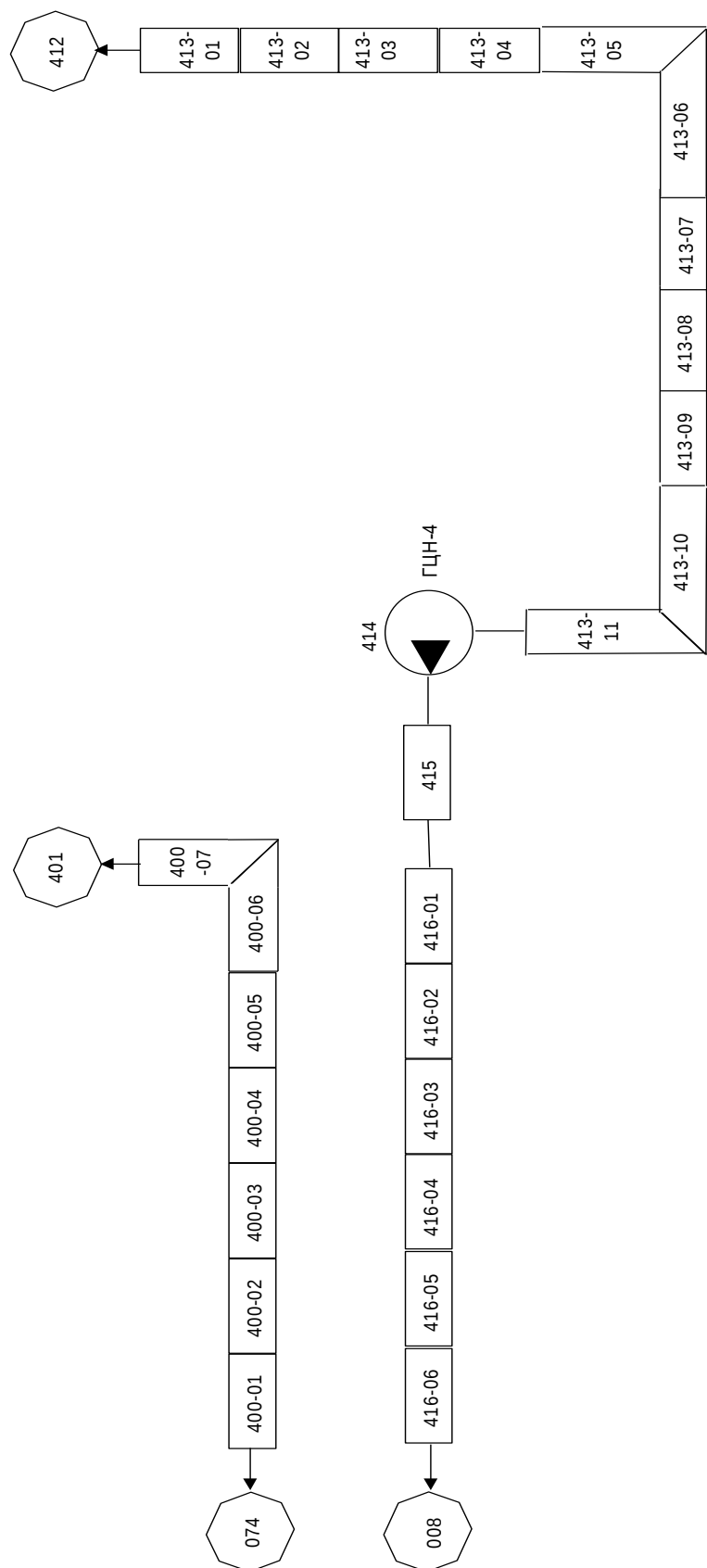


Рисунок 2.8 — Нодалізаційна схема 4-ї петлі ГЦТ

«Холодна» нитка 3-ї петлі розбита на 2 основні ділянки: 1-ї від ПГ до ГЦН, 2-ї від ГЦН до входу у реактор, включаючи патрубок реактора. Ділянка від ПГ до ГЦН розбита на 11 гідродинамічних елементів. До ГЕ 313-02 приєднаний патрубок системи підживлення. Ділянка від ГЦН до реактора розбита на 8 гідродинамічних елементів. До ГЕ 31603 приєднаний патрубок продування. До ГЕ 316-04 приєднані патрубки САОЗ ВТ. «Гаряча» нитка 3-ї петлі розбита на 7 гідродинамічних елементів. У 1 об'єм включений патрубок реактора.

«Холодна» нитка 4-ї петлі розбита на 2 основні ділянки: 1-а від ПГ до ГЦН, 2-а від ГЦН до входу у реактор, включаючи патрубок реактора. Ділянка від ПГ до ГЦН розбита на 11 гідродинамічних елементів. До ГЕ 413-02 приєднаний патрубок підживлення. До ГЕ 413-09 приєднано патрубок САОЗ НТ (відбір води 1-го контуру для циркуляції системи аварійного розхолодження). Ділянка від ГЦН до реактора розбита на 7 гідродинамічних елементів. До ГЕ 416-04 приєднаний патрубок САОЗ ВТ. «Гаряча» нитка 4-ї петлі розбита на 7 гідродинамічних елементів. У 1 об'єм включений патрубок реактора. До ГЕ 400-04 приєднано патрубок САОЗ НТ (відбір води 1-го контуру для циркуляції системи аварійного розхолодження). До ГЕ 400-05 приєднано дихальний трубопровід КТ.

2.5 Парогенератор

2.5.1 Перший контур ПГ

Нодалізаційна схема «гарячого» та «холодного» колекторів ПГ представлена нижче на рис. 2.9 (є елементом базової моделі).

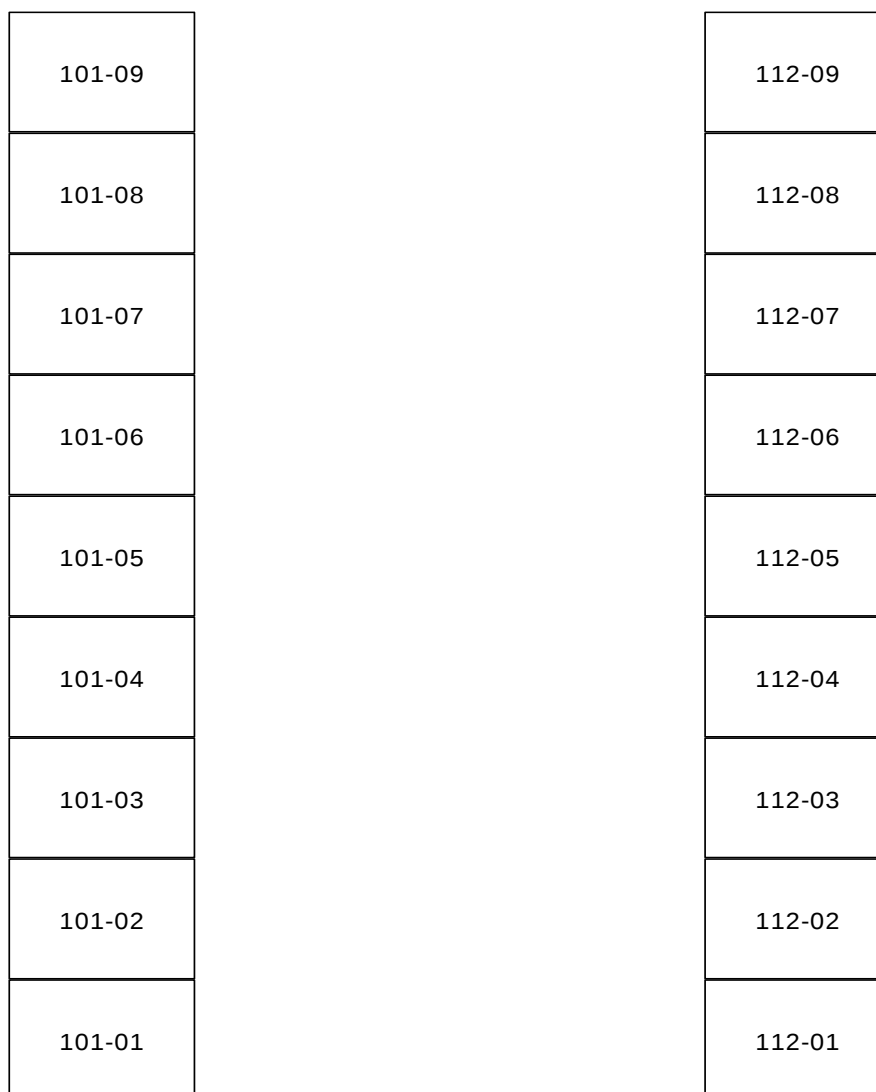


Рисунок 2.9 — Нодалізаційна схема «гарячого» та «холодного» колекторів ПГ

Перший контур ПГ складається з «гарячого» та «холодного» колекторів та трубчатки. GE 101 — «гарячий» колектор ПГ, GE112 — «холодний» колектор ПГ, GE 102, 103, 104, 105, 106, 107, 108, 109, 110, 111 — описують трубчатку ПГ.

ГЕ що моделюють трубний пучок розташовані у перших п'яти шарах другого контуру розрахункової моделі.

Нодалізаційна схема ГЕ трубного пучка для шару 1 представлена на рис. 2.10. Схема шарів 2-5 аналогічний схемі шару 1.

2.5.2 Другий контур ПГ

Нижче представлена нодалізаційна схема другого контуру парогенератора ПГВ-1000М, рис. 2.11. Усі 4 парогенератори (ПГ) у моделі аналогічні (є елементом базової моделі).

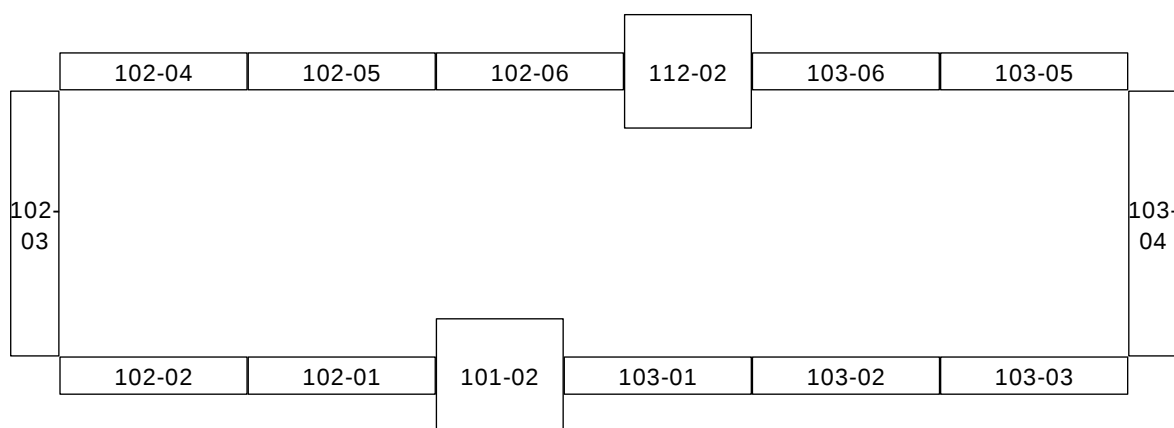


Рисунок 2.10 — Нодалізаційна схема ГЕ трубного пучка для шару 1

Розрахункова модель ПГВ-1000М виконана у квазі-3D наближенні коду RELAP5. Нодалізаційна схема моделі ПГ представлена на рис. 2.11. Таке наближення вибрано з метою коректного розподілу теплового навантаження по об'єму другого контуру ПГ.

ГЕ 500, 502 — бічні пакети трубчатки, що описують об'єм другого контуру, укладений у трубному пучку, ГЕ 501, 503 — торцеві пакети, що описують об'єм другого контуру, укладений у трубному пучку. ГЕ 504, 506 — бічні байпаси, які до 4-го елемента описують об'єм другого контуру між зовнішнім трубним пучком та корпусом ПГ та між зовнішнім та основним трубними пучками. У п'ятий елемент цих ГЕ входить об'єм другого контуру ПГ між зовнішнім і основним трубними пучками, а також між зовнішнім трубним пакетом і закраїною зануреного дірчатого листа (ЗДЛ). ГЕ 505, 507 — торцеві байпаси.

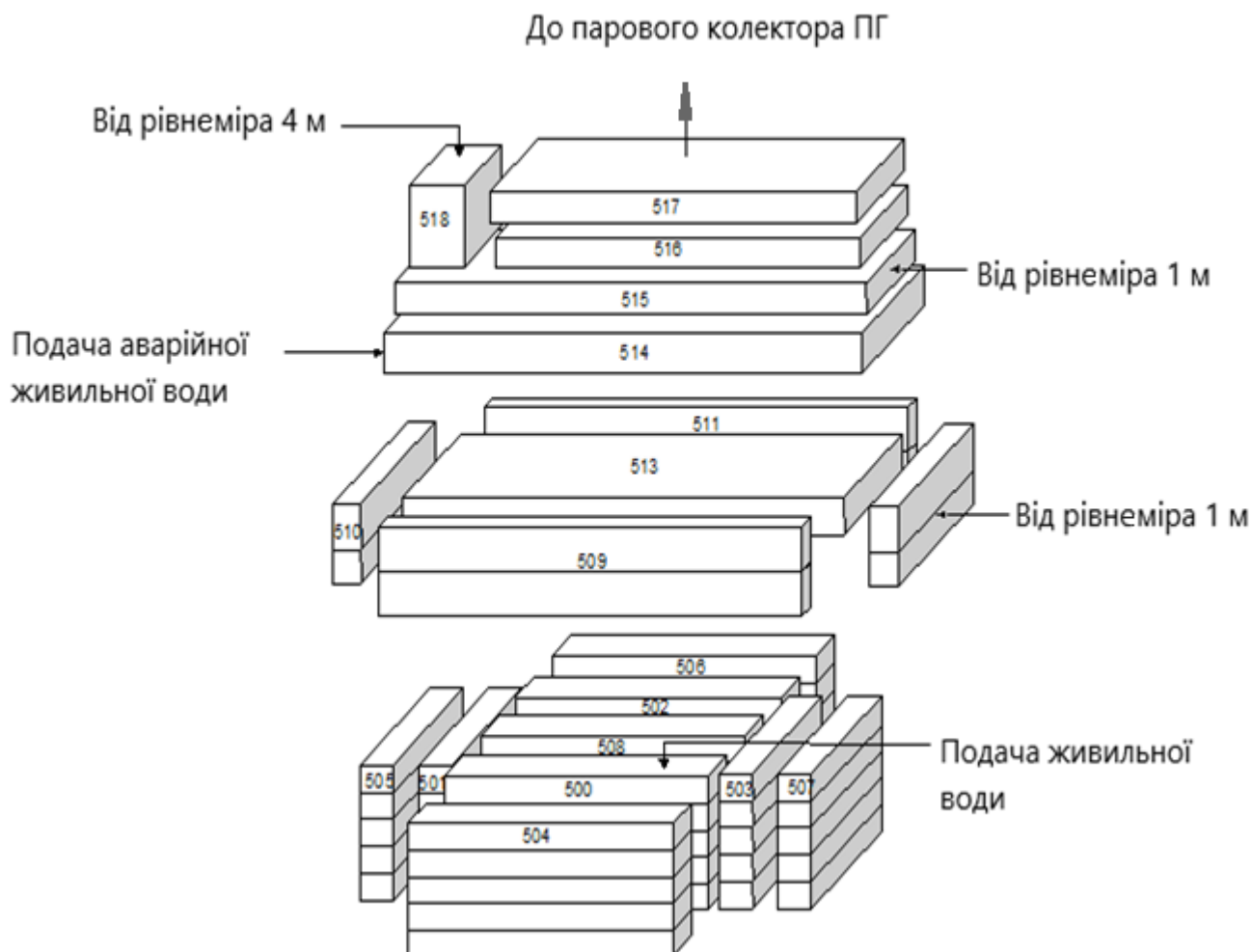


Рисунок 2.11 — Нодалізаційна схема другого контуру комп'ютерної імітаційної моделі парогенератора ПГВ — 1000М

Розподіл об'єму другого контуру за висотою у ГЕ 505, 507 аналогічно розподілу у ГЕ 504, 506. ГЕ 508 — центральний байпас, який описує об'єм у центрі ПГ, оточений трубчаткою. ГЕ 509, 510, 511, 512 — об'єм другого контуру ПГ між закраїною ЗДЛ та корпусом ПГ. ГЕ 513 — об'єм другого контуру ПГ між ЗДЛ та верхнім рядом трубчатки. ГЕ 514, 515, 516, 517, 518 — описують паровий простір ПГ. Паровий колектор представлений ГЕ 537, 538.

Перший контур ПГ складається з «гарячого» та «холодного» колекторів та трубчатки. ГЕ 101 — гарячий колектор ПГ, ГЕ 112 — холодний колектор ПГ, ГЕ 102, 103, 104, 105, 106, 107, 108, 109, 110, 111 — описують трубчатку ПГ.

ГЕ першого контуру пов'язані з ГЕ другого контуру тепловими структурами.

Другий контур у комп'ютерній імітаційній моделі представлений у вигляді 10 шарів:

- шар 1 — ГЕ 500-01 — 508-01;
- шар 2 — ГЕ 500-02 — 508-02;
- шар 3 — ГЕ 500-03 — 508-03;
- шар 4 — ГЕ 500-04 — 508-04;
- шар 5 — ГЕ 500-05 — 508-05, ГЕ 509-01 — 512-01;
- шар 6 — ГЕ 513, ГЕ 509-02 — 512-02;
- шар 7 — ГЕ 514;
- шар 8 — ГЕ 515;
- шар 9 — ГЕ 516, ГЕ 518;
- шар 10 — ГЕ 517, ГЕ 518.

2.6 Система компенсації тиску першого контуру

Система компенсації тиску призначена для створення тиску, необхідного для нормальної експлуатації реактора, та обмеження його відхилень, що викликаються зміною температурного режиму першого контуру.

Нижче представлена нодалізаційна схема системи компенсації тиску 1-го контуру (рис. 2.12).

2.7 Система захисту першого контуру від перевищення тиску

Система захисту першого контуру від перевищення тиску представлена ГЕ 465, 467 (тип — mtrvlv), які моделюють «контрольний» та «робочий» запобіжні

клапани компенсатора тиску. ГЕ 466, 468 (тип — branch) моделюють трубопроводи скидання пари з КТ у ББ. ГЕ 469 (тип — tmdpvol) моделює параметри середовища у барботажному баці (є елементом базової моделі).

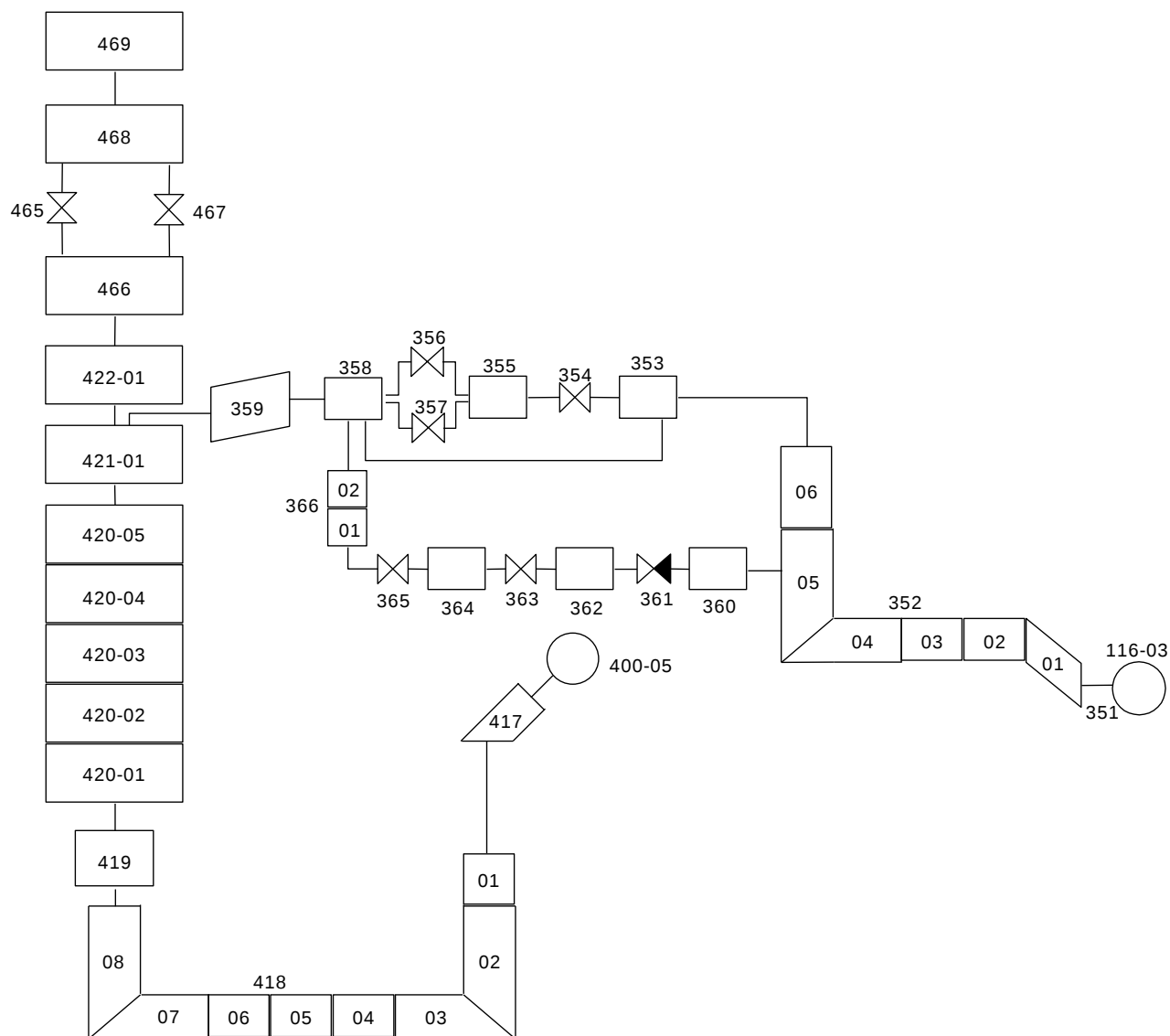


Рисунок 2.12 — Нодалізаційна схема системи компенсації тиску

Для захисту першого контуру від перевищення тиску на енергоблоці ВВЕР-1000 встановлені імпульсно-запобіжні пристрої (ІЗП КТ) [87].

Нодалізаційна схема системи захисту першого контуру від перевищення тиску представлена на рис. 2.12.

ІЗП КТ призначені для:

- автоматичного скидання пари, пароводяного середовища та теплоносія

першого контуру з компенсатора тиску при аварійному підвищенні тиску у головному циркуляційному контурі;

- керованого зниження тиску до 5.0 кгс/см^2 у разі реалізації режиму скидання / підживлення при неможливості відведення залишкових тепловиділень через другий контур;
- захисту від переопресування у холодному стані обладнання першого контуру.

У системі компенсації тиску встановлено три імпульсно-запобіжні пристрої (один ІЗП контрольний і два ІЗП робочих). На ІЗП КТ є додаткова лінія управління (скидна лінія), забезпечена дистанційно-керованим електромагнітним запірним клапаном та електропровідним запірним клапаном високого тиску. Завдання ІЗП КТ — автоматично відкривати лінію керування головного запобіжного клапана у разі підвищення певного тиску спрацьовування. Після того, як головний запобіжний клапан стравить надлишковий тиск, імпульсний клапан відсікає лінію управління, що призводить до закриття головного запобіжного клапана.

Гідродинамічні елементи 465 і 467 (тип — mtrvlv) моделюють контрольний і робочі запобіжні клапани компенсатора тиску. Гідравлічні діаметри та площі прохідних перерізів гідродинамічних елементів:

- $D_{465} = D_{467} = 0,063 \text{ м};$
- $F_{465} = 0,003117 \text{ м}^2;$
- $F_{467} = 0,006234 \text{ м}^2.$

Час відкриття/закриття клапанів — 1 с.

Налаштування виконувалось шляхом підбору коефіцієнтів гідравлічного опору елементів пароскидного пристрою. Для налаштування клапанів був використаний фрагмент нодалізаційної схеми, що включає елементи 462 (КД), 465 (клапан), 466 (барботажний бак). Робоче середовище компенсатора тиску моделювалося за допомогою елемента «time dependent volume». У результаті налаштування було визначено значення коефіцієнтів витрати для води 0,4466, для пари 0,56. Коефіцієнт витрати для двофазного середовища обчислений як середнє арифметичне значення для води та пари 0,5033.

Сценарії з щільним першим контуром не є представницькими для визначення критерію переходу, оскільки критерій для таких сценаріїв досягається значно раніше за досягнення стану граничного пошкодження активної зони.

Слід зазначити, що з урахуванням результатів аналізу спектру течій очевидно, що точне налаштування ІЗП КТ може призвести до незначної зміни температури на виході з активної зони, що відповідає початку пошкодження оболонок ТВЕЛ, проте не впливатиме на висновки щодо критерію переходу за температурою на виході з активної зони з огляду на діапазон отриманих температур.

2.8 Кінетика реактора

Розрахунок потужності реактора ВВЕР-1000 у перехідних процесах виконується з використанням точкової моделі кінетики реактора [15]. Теплова потужність реактора визначається на основі двох складових (моделювалась автором на основі актуальних даних):

- потужності, що виділяється при реакції поділу (нейтронна потужність), яка пропорційна густині нейтронного потоку;
- потужності, що виділяється при розпаді продуктів поділу та актиноїдів (залишкове енерговиділення), для розрахунку якої використовується стандарт ANSI/ANS-5.1 з коефіцієнтом 1.1 (110% є досить консервативним через малу похибку даного стандарту) [82].

Як вихідні дані для моделі кінетики використовувалися:

- рамкові параметри чотирирічного паливного циклу для активної зони з ТВЗ реактора ВВЕР-1000 [88, 89] наведено нижче;
- проєктні значення окремих параметрів, які використовуються для консервативних оцінок.

Розрахунок нейтронно-фізичних характеристик (НФХ) було виконано для

номінальних параметрів реакторної установки.

2.8.1 Параметри точкової кінетики

Для завдання параметрів моделі точкової кінетики реактора використовувалися рамкові параметри чотирирічного паливного циклу для активної зони з ТВЗ реактора ВВЕР-1000 [89], а також характеристики 6-ти груп нейтронів, що запізнюються при діленні ядер U^{235} тепловими нейтронами, представлені у табл. 2.3.

Таблиця 2.3 — Характеристики 6-ти груп нейтронів, що запізнюються, при розподілі ядр U^{235} тепловими нейтронами

Параметр		Характеристики 6-ти груп нейтронів, що запізнюються.
Відносний вихід i -ї групи нейтронів, що запізнюються, $\beta_i/\Sigma\beta_i$	1	0,033
	2	0,219
	3	0,196
	4	0,395
	5	0,115
	6	0,042
Постійна розпаду i -ї групи нейтронів, що запізнюються, λ_i, c^{-1}	1	0,0124
	2	0,0305
	3	0,111
	4	0,301
	5	1,14
	6	3,01

Для коректного обліку рівня потужності залишкових енерговиділень у наборі

вихідних даних (Input Deck) при обчисленні G-фактору [69], використовуюваного при визначенні потужності частини залишкових енерговиділень, значення параметра приймалося рівним 3, що відповідає рекомендаціям МАГАТЕ для моделювання реакторів ВВЕР [49].

Для моделювання зворотних зв'язків по реактивності моделі точкової кінетики реактора використовується модель SEPARABL [49] із використанням контрольних змінних для кожного з чотирьох розрахункових секторів активної зони. Дана модель дозволяє виконувати конфігурування окремих ефектів реактивності відповідно до стану РУ.

2.8.2 Коефіцієнти реактивності

Для завдання консервативних параметрів моделі SEPARABL були використані рамкові параметри чотирирічного паливного циклу для активної зони з ТВЗ реактора ВВЕР-1000.

Визначальною для моделювання кінетики реактора є залежність реактивності від зміни густини теплоносія (див. табл. 2.4, згідно з документами експлуатуючої організації) у діапазонах густини від 0 до 330 кг/м³ (початок кампанії) і від 0 до 330/400 кг/м³ (кінець кампанії) визначена за розрахунковими значеннями коефіцієнтів реактивності (у лінійному наближенні з урахуванням зменшення коефіцієнта реактивності при збільшенні густини теплоносія) 1-го контуру та з урахуванням характеристик, поданих у табл. 2.4.

У діапазонах щільності від 330 до 1000 кг/м³ (початок кампанії) та від 330/400 до 1000 кг/м³ (кінець кампанії) — за коефіцієнтами реактивності ($\partial\rho/\partial\gamma_{\text{H}_2\text{O}}$). При густині теплоносія 700 кг/м³ (середня густина теплоносія в активній зоні при номінальних параметрах) реактивність дорівнює нулю, що відповідає критичному стану.

Наведені налаштування кінетики застосовуються до ВП, що

супроводжується швидким спрацюванням АЗ.

Таблиця 2.4 — Залежність реактивності від щільності теплоносія

Густина теплоносія $\gamma_{\text{H}_2\text{O}}$, кг/м^3	Реактивність ρ , [\$] (реактивність у доларах визначається як відношення реактивності до долі нейтронів, що запізнюються $\rho(\$) = \rho / \beta_{\text{эф}}$)							
	Початок завантаження				Кінець завантаження			
	$\beta_{\text{эф min}}$		$\beta_{\text{эф max}}$		$\beta_{\text{эф min}}$		$\beta_{\text{эф max}}$	
	$\partial\rho/\partial\gamma$ min	$\partial\rho/\partial\gamma$ max	$\partial\rho/\partial\gamma$ min	$\partial\rho/\partial\gamma$ max	$\partial\rho/\partial\gamma$ min	$\partial\rho/\partial\gamma$ max	$\partial\rho/\partial\gamma$ min	$\partial\rho/\partial\gamma$ max
0	-53,571	-53,571	-37,5	-37,5	-60	-60	-45,454	-45,454
260	-11,964	-11,964	-8,375	-8,375	-13,4	-13,4	-10,151	-10,151

Продовження табл. 2.4

330	-6,7857	-6,7857	-4,75	-4,75	-7,6	-7,6	-5,7575	-5,7575
400	-3,9285	-	-2,75	-	-	-	-3,3333	-
530	-1,25	-	-0,875	-	-	-	-	-
700	0	-	0	-	-	-	-	-
1000	0	30,3035	0	21,2125	24,04	37,424	18,2121	28,351

Для активної зони реактора ВВЕР-1000, завдання консервативних параметрів моделі SEPARABL, виконано з використанням параметрів чотирирічного паливного циклу згідно з документами експлуатуючої організації, перелік яких представлений у табл. 2.5. Обрані параметри враховують усі стани активної зони і у залежності від вибору граничних значень, забезпечують найбільшу (або найменшу) швидкість перехідних процесів, що враховувалась при виконанні розрахунків результати яких наведено у Додатку Д.

У табл. 2.6 та 2.7 наведено ефективність ОР СУЗ у залежності від положення в активній зоні та потужність залишкових енерговиділень у залежності від часу після зупину. Зміна ефективності ОР СУЗ у залежності від положення пов'язана з нерівномірністю аксіального профілю енерговиділення та нейтронного потоку.

Залежність величини залишкових енерговиділень визначається зміною активності та ізотопного складу внаслідок радіоактивного розпаду. Дані параметри є визначальними для моделювання динаміки аварійних процесів та визначають швидкість зміни поля енерговиділення при спрацюванні АЗ.

Таблиця 2.5 — Узагальнений перелік параметрів чотирирічного паливного циклу для активної зони реактора ВВЕР-1000

Параметр
Температурний коефіцієнт реактивності
Коефіцієнт реактивності за густиною теплоносія
Допплерівські коефіцієнти реактивності за температурою палива
Допплерівський коефіцієнт реактивності по потужності, $\partial\rho$
Максимальний ефект доплерівського потужності [тільки для ІС з викидом ОР СУЗ], $\Delta\rho(N)$
Коефіцієнт реактивності концентрації борної кислоти, $\partial\rho/\partial C_b$
Ефективна частка нейтронів ВОС (ЕОС), що запізнюються, $\beta_{\text{ефф.}}$
Ефективність АЗ залежно від положення ОР СУЗ
Підкритичність зупиненого реактора при МКР без ОР СУЗ максимальної ефективності, щонайменше, $\%\Delta\rho$
Підкритичність реактора у стані «гарячий зупин», мінімум, $\%\Delta\rho$
Ефективність АЗ під час роботи на 4-петлях, на номінальній потужності, без ОР СУЗ максимальної ефективності, $\%\Delta\rho$
Залишкові енерговиділення

Таблиця 2.6 — Залежність ефективності АЗ від положення ОР СУЗ (враховує нерівномірність енерговиділення в активній зоні)

Н, відн.	0,0	0,2	0,4	0,6	0,8	1,0
ρ , %	0,0	0,05665	0,20625	0,4015	1,573	5,5

Таблиця 2.7 — Відносні залишкові тепловиділення (враховує зміну потужності залишкових енерговиділень у залежності від часу після зупину)

Час, год	0,0	1,0	10,0	100,0	1000,0	10000,0
U, відн.	0,0935	0,0721	0,0538	0,0352	0,0219	0,0111

2.8.3 Коефіцієнти нерівномірності енерговиділення

Нерівномірність поля енерговиділення в активній зоні реактора визначається такими коефіцієнтами:

Коефіцієнт нерівномірності енерговиділення по ТВЗ, K_{qi} , характеризує відносне енерговиділення i -ї ТВЗ в активній зоні:

$$K_{qi} = \frac{Q_i}{\sum_{i=1}^N Q_i / N}, \quad (2.10)$$

де N — кількість ТВЗ в активній зоні; Q_i — величина енерговиділення в i -ї ТВЗ.

Максимальне значення $[Kq]_{\max} = \max\{K_{qi}\}$ враховується при розрахунку параметрів максимально енергонапруженої ТВЗ.

Коефіцієнт нерівномірності енерговиділення за об'ємом ТВЗ, K_{vij} , характеризує відносне об'ємне енерговиділення j -ї ділянки за висотою i -ї ТВЗ:

$$K_{vij} = \frac{Q_{ij}}{\sum_{i=1}^N \sum_{j=1}^K Q_{ij} / (N \cdot K)}, \quad (2.11)$$

де N — кількість ТВЗ в активній зоні;

K — кількість розрахункових ділянок за висотою ТВЗ;

Q_{ij} — величина енерговиділення у j -му розрахунковій ділянці за висотою

i -ї ТВЗ.

Максимальна величина $[K_{vij}]_{\max}$ називається коефіцієнтом нерівномірності енерговиділення за об'ємом активної зони K_v .

Коефіцієнт нерівномірності енерговиділення за висотою i -ї ТВЗ:

$$K_{zij} = (K_{vj} / K_q)_i. \quad (2.12)$$

Коефіцієнт нерівномірності енерговиділення за перерізом ТВЗ, K_k :

$$K_k = \max \left\{ \frac{q_{ij}}{\sum_{i=1}^n q_{ij}/n} \right\}, \quad (2.13)$$

де n — кількість ТВЕЛ у ТВЗ;

q_{ij} — величина енерговиділення ділянки i -го ТВЕЛ у j -му розрахунковому перерізі даної ТВЗ.

Радіальний коефіцієнт нерівномірності енерговиділення, K_r є максимальним по активній зоні значенням добутку $(K_q \times K_k)_i$ і характеризує відносну потужність максимально енергонапруженого ТВЕЛ.

Коефіцієнт нерівномірності енерговиділення локальним тепловим потоком, K_0 , визначається як максимальне по активній зоні значення добутку $K_r \times K_z$.

Загальний коефіцієнт нерівномірності енерговиділення для теплового потоку визначається як добуток $K_0 \times K_{\text{eng}}$ і враховується при розрахунку максимальної лінійної густини теплового потоку, $q_{L\max}$ (тут K_{eng} — інженерний коефіцієнт для теплового потоку).

У табл. 2.9 представлені проєктні обмеження на коефіцієнти нерівномірності енерговиділення. Граничні розподіли енерговиділення по висоті активної зони (K_z) представлені у табл. 2.8.

З урахуванням вибраних значень коефіцієнтів нерівномірності енерговиділення (табл. 2.9) та аксіальних профілів енерговиділення максимально енергонапружених ТВЗ (див. табл. 2.8), максимальні значення лінійної густини

теплового потоку на поверхні оболонки ТВЕЛ (при потужності реактора 104 % $N_{\text{ном}}$ — консервативне припущення з урахуванням похибок вимірювання) становлять:

- 448 Вт/см на висоті 0-50% від низу активної зони;
- 360 Вт/см на висоті 80% від низу активної зони.

Таблиця 2.8 — Граничні розподіли енерговиділення по висоті активної зони

Період камп.	№ розрахункової ділянки від низу активної зони									
	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10
Початок камп. (симетр.)	0,34	0,75	1,10	1,32	1,49	1,49	1,32	1,10	0,75	0,34
Кінець кампанії (два макс.)	0,653	1,11	1,10	1,01	1,00	1,05	1,14	1,204	1,093	0,64
Макс. унизу	0,889	1,463	1,49	1,363	1,125	0,95	0,825	0,735	0,65	0,51

Таблиця 2.9 — Проектні обмеження на коефіцієнти нерівномірності енерговиділення

Назва	Значення
K_q , не більше	1,35
K_r , не більше	1,50
K_z , не більше	1,49
K_v , не більше	1,9
K_o , не більше: від низу до 50% за висотою активної зони від 50% до 100% за висотою активної зони	2,24 лінійно від 2,24 до 1,51

2.8.4 Розрахунок вагових коефіцієнтів поля енерговиділення на початок та кінець вигоряння паливного завантаження

Розрахунок потужності теплових структур каналів активної зони виконується з використанням вагових коефіцієнтів, які розподіляють теплову потужність реактора, одержану з моделі точкової кінетики.

Активна зона реактора ВВЕР-1000 містить 163 ТВЗ, що складаються з $163 \times 312 = 50856$ ТВЕЛів. При розподілі активної зони на 4 рівні за обсягом сектора, на кожен сектор припадає по $50856/4 = 12714$ ТВЕЛів. Нерівномірність енерговиділення у кожному секторі активної зони моделюється за допомогою одного «гарячого» каналу (312 ТВЕЛ), що представляє максимально енергонапружену ТВЗ, і одного «середнього» каналу (ТС 0411, 0421, 0431, 0441). У кожному «гарячому» каналі виділено «гарячий» ТВЕЛ, що представляє максимально енергонапружений ТВЕЛ (ТС 0462, 0472, 0482, 0492), і «середній» ТВЕЛ, що представляє решту 311 ТВЕЛів цієї ТВЗ (ТС 0461, 0471, 048).

При розрахунку теплової потужності кожного сектору Q_i вважається, що розподіл поля енерговиділення залишається постійним у межах сектора. Так, при потужності реактора $Q_P = Q_1 + Q_2 + Q_3 + Q_4 = 3000$ МВт тепла потужність сектора становить: $Q_1 = Q_2 = Q_3 = Q_4 = 750$ МВт.

Теплова потужність «гарячого» каналу, Q_{HC} , становить:

$$Q_{HC} = \left(\frac{Q_P}{163}\right) \cdot [K_q]_{\max} = \left(\frac{Q_1}{0.25 \cdot 163}\right) \cdot [K_q]_{\max} = (245.398773 \cdot 10^{-4}) \cdot Q_1 \cdot [K_q]_{\max} \quad (2.14)$$

Тоді, тепла потужність «середнього» каналу, Q_{AC} , складе:

$$Q_{AC} = Q_1 - Q_{HC} \quad (2.15)$$

Теплова потужність «гарячого» ТВЕЛ, q_{HR} , становить:

$$q_{HR} = \left(\frac{Q_p}{163 \cdot 312} \right) \cdot K_r \cdot K_{eng}, \quad (2.16)$$

де K_{eng} — інженерний коефіцієнт по тепловому потоку.

Тоді, теплова потужність «середнього» ТВЕЛ, q_{AR} , складе:

$$q_{AR} = Q_{HC} - q_{HR}. \quad (2.17)$$

Аксіальні профілі енерговиділення у «гарячому» та «середньому» каналах кожного сектора активної зони визначаються на основі коефіцієнтів нерівномірності енерговиділення за висотою ТВЗ-представників. Відносні коефіцієнти нерівномірності енерговиділення за висотою зазначених каналів, K_{Zi} , розраховуються за формулою [69]:

$$\bar{K}_{Zi} = \frac{K_{Zi}}{\sum_{i=1}^{10} K_{Zi}}. \quad (2.18)$$

Відповідно до теорії збурення [92], статистична вага елемента об'єму V_i , при зміні властивостей активної зони, що впливають на розмноження нейтронів. δK_{ef} у цьому обсязі визначається за співвідношенням [85]:

$$W_{V_i} = \frac{\int_{V_i} F^2(r) dr}{\int_V F^2(r) dr}, \quad (2.19)$$

$$\delta K_{ef} = -W_{V_i} \cdot \Sigma_{ai} / (k_{\infty} \cdot \Sigma_a). \quad (2.20)$$

Переходячи від потоку нейтронів F до потужності, що виділяється в об'ємі V , або до потужності, що генерується у ТВЕЛ довжиною L , отримаємо вирази для вагових коефіцієнтів:

$$W_{qi} = \frac{Q_i^2/V_i}{\sum_i(Q_i^2/V_i)}, \quad (2.21)$$

$$W_{Fi} = \frac{Q_i^2/L_i}{\sum_i(Q_i^2/L_i)}. \quad (2.22)$$

Об'єм i -го елемента ГЕ «середнього» та «гарячого» каналів, відповідно:

$$V_{Ai} = 0,3591870 \text{ м}^3, \quad V_{Hi} = 0,0089560 \text{ [м}^3\text{]}. \quad (2.23)$$

Довжина i -ї теплової структури (ТС) по висоті «середніх» та «гарячих» каналів:

$$L_{Ai} (0411) = 4402,71 \text{ [м]}, \quad L_{Hi} (0461) = 110,405 \text{ [м]}. \quad (2.24)$$

При розрахунку вагових коефіцієнтів з іншими значеннями K_q і K_r (при зміні розподілу поля енерговиділення у каналі) можуть бути використані такі формули [69]:

$$W_{qi}^H = \frac{Q_i^2/V_i}{\sum_i(Q_i^2/V_i)} = \frac{(K_{zi} \cdot Q_H)^2/V_{Hi}}{\sum_i \left(\frac{(K_{zi} \cdot Q_H)^2}{V_{Hi}} + \frac{(K_{zi} \cdot Q_A)^2}{V_{Ai}} \right)} = \frac{1}{\left(1 + \frac{V_{Hi} \cdot Q_A^2}{V_{Ai} \cdot Q_H^2} \right)} \cdot \frac{K_{zi}^2}{\sum_i K_{zi}^2}, \quad (2.25)$$

$$W_{qi}^A = \frac{Q_i^2/V_i}{\sum_i(Q_i^2/V_i)} = \frac{(K_{zi} \cdot Q_A)^2/V_{Ai}}{\sum_i \left(\frac{(K_{zi} \cdot Q_H)^2}{V_{Hi}} + \frac{(K_{zi} \cdot Q_A)^2}{V_{Ai}} \right)} = \frac{1}{\left(1 + \frac{V_{Ai} \cdot Q_H^2}{V_{Hi} \cdot Q_A^2} \right)} \cdot \frac{K_{zi}^2}{\sum_i K_{zi}^2}, \quad (2.26)$$

$$W_{Fi}^H = \frac{Q_i^2/L_i}{\sum_i(Q_i^2/L_i)} = \frac{(K_{zi} \cdot Q_H)^2/L_{HI}}{\sum_i \left(\frac{(K_{zi} \cdot Q_H)^2}{L_{HI}} + \frac{(K_{zi} \cdot Q_A)^2}{L_{AI}} \right)} = \frac{1}{\left(1 + \frac{L_{HI} \cdot Q_A^2}{L_{AI} \cdot Q_H^2} \right)} \cdot \frac{K_{zi}^2}{\sum_i K_{zi}^2}, \quad (2.27)$$

$$W_{Fi}^A = \frac{Q_i^2/L_i}{\sum_i(Q_i^2/L_i)} = \frac{(K_{zi} \cdot Q_A)^2/L_{AI}}{\sum_i \left(\frac{(K_{zi} \cdot Q_H)^2}{L_{HI}} + \frac{(K_{zi} \cdot Q_A)^2}{L_{AI}} \right)} = \frac{1}{\left(1 + \frac{L_{AI} \cdot Q_H^2}{L_{HI} \cdot Q_A^2} \right)} \cdot \frac{K_{zi}^2}{\sum_i K_{zi}^2}. \quad (2.28)$$

Із представлених співвідношень видно, що вагові коефіцієнти залежать тільки від відношення потужності каналів (коефіцієнтів нерівномірності енерговиділення) і аксіального профілю енерговиділення. Відношення $\frac{V_{HI}}{V_{AI}} \approx \frac{L_{HI}}{L_{AI}}$ залишається постійним для використаної нодалізації, що дозволяє коректне моделювання теплового потоку та розподілу реактивності для всіх режимів роботи активної зони, і вагові коефіцієнти W_{qi} для ГЕ 041-044, ГЕ 046-049 приблизно збігаються з W_{Fi} для ТС 0411-0441, ТС 0461-0491 відповідно при $L_{HI}=L_{NAI}+L_{HHI}$. Дана схема дозволяє забезпечити коректність розрахунків при збереженні критерію Куранта [69], особливо у перехідних процесах.

2.8.5 Зміна реактивності активної зони при зміні концентрації борної кислоти у 1 контурі

У цій моделі борний ефект реактивності враховується за допомогою контрольних змінних, що визначають поточну масову концентрацію борної кислоти у кожному об'єму кожного «каналу» активної зони:

$$cv_i = \frac{boron_i \times 1000}{rho_i}, \quad (2.29)$$

де cv_i — контрольна змінна, що обчислює масову концентрацію борної

кислоти в i -му об'єму «каналу» активної зони $[\Gamma_{\text{H}_3\text{BO}_3}/\text{кг}_{\text{H}_2\text{O}}]$; boroni — густина борної кислоти в i -му об'ємі «каналу» активної зони, $[\text{кг}/\text{м}^3]$; $\rho_{\text{H}_2\text{O}_i}$ — густина середовища в i -му об'ємі «каналу» активної зони, $[\text{кг}/\text{м}^3]$.

Значення масової концентрації борної кислоти в об'ємах «каналів» активної зони обчислюються за допомогою контрольних змінних для:

- сектора 1: $\text{cv5501} — \text{cv5520}$;
- сектора 2: $\text{cv5521} — \text{cv5540}$;
- сектора 3: $\text{cv5541} — \text{cv5560}$;
- сектора 4: $\text{cv5561} — \text{cv5580}$.

Внесок зміни концентрації борної кислоти у кожному каналі у зміну реактивності активної зони враховується за допомогою вагових коефіцієнтів об'ємів «каналу» W_{qi} і визначається за допомогою контрольних змінних $\text{cv5581}-\text{cv5588}$ за такою формулою:

$$\text{cv558}(1,2,3,4,5,6,7,8) = \sum_{i=1}^{10} W_{qi} \times \text{cv}_i. \quad (2.30)$$

Поточна концентрація борної кислоти в активній зоні обчислюється за допомогою контрольної змінної cv5589 , яка є сумою концентрацій розрахованих для усіх елементів активної зони з урахуванням вагових коефіцієнтів [69]:

$$\text{cv5589} = \text{cv5581} + \text{cv5582} + \text{cv5583} + \text{cv5584} + \text{cv5585} + \text{cv5586} + \text{cv5587} + \text{cv5588}. \quad (2.31)$$

Коефіцієнт реактивності концентрації борної кислоти у теплоносії, $\partial\rho/\partial\text{CB}$, задається контрольною змінною cv5590 типу constant [69].

Реактивність активної зони, що становить, при зміні концентрації борної кислоти визначається контрольною змінною cv5591 :

$$\text{cv5591} = \text{cv5589} \times \text{cv5590}. \quad (2.32)$$

2.8.6 Моделювання керуючих систем та регуляторів енергоблоку

У [15] наведено опис моделей основних регуляторів та сигналів систем, а також опис обчислення контрольних параметрів розрахункової моделі та трипів завдання граничних умов розрахунку.

Контрольні параметри розрахункової моделі — це обчислення, які здійснюються за допомогою контрольних змінних коду RELAP5, для наступних цілей [84]:

- адаптації розрахункових параметрів до показань приладів БЦУ (переведення одиниць виміру, обчислення надлишкових тисків);
- розрахунку параметрів, що характеризують коректність моделі ЯПВУ;
- зручність виконання аналізу перехідного процесу.

Крім того, ці параметри є вхідними сигналами регуляторів та сигналами спрацьовування технологічних захистів та блокувань. Обчислення параметрів здійснюється за допомогою контрольних компонентів коду RELAP5.

2.8.7 Обчислення контрольних параметрів розрахункової моделі

У комп'ютерному коді RELAP5 для моделювання систем управління, контролю процесу та розрахунку додаткових змінних і параметрів використовуються контрольні змінні.

Контрольні змінні забезпечують можливість одночасного вирішення алгебраїчних та звичайних диференціальних рівнянь.

Існує кілька типів контрольних змінних, кожен із яких визначає контрольну змінну як спеціальну функцію час-залежних величин. Цими величинами можуть бути: контрольні об'єми, з'єднання, насоси, засувки (клапани), теплові структури,

кінетика реактора, значення трипів і контрольні змінні, включаючи контрольну змінну, що визначається.

2.9 Моделювання термопар для вимірювання температури теплоносія по висоті та на виході з ТВЗ

Необхідність моделювання термопар обумовлена тим, що у вихідних даних коду RELAP5 температури рідини і пари представляються окремо, тобто відсутнє поняття деякої середньої температури. Коректне визначення температури особливо важливе при аналізі аварійних процедур [80], оскільки умови входу та виходу у ці процедури ґрунтуються на значеннях цього параметра (особистий внесок автора). Детальне моделювання термопар, є критично важливим та необхідне для коректного врахування розрахунку температури в умовах низької щільності пари та врахування теплової інерції конструкційних елементів термopар.

На енергоблоці для контролю температури теплоносія на виході з ТВЗ використовуються термоперетворювачі ТХА-1590. Розробка моделі термоперетворювача виконана за даними [79].

Теплообмін здійснюється через стінки чохла та захисної гільзи термоперетворювача. Приймається до уваги лише головка термоперетворювача, що омивається теплоносієм.

Для моделювання термоперетворювача використовувалися такі вихідні дані [94]:

Довжина.....0,017 м.

Діаметр захисної гільзи термоперетворювача.....0,004 м.

Діаметр чохла термоперетворювача.....0,008 м.

Матеріал захисної гільзи термоперетворювача...Сталь 12X18H10T.

Матеріал чохла термоперетворювача Сталь 08X18H10T.

Модель має 1 аксіальну теплову структуру та 5 радіальних вузлових точок,

які межують із правої (зовнішньої) сторони з гідродинамічним елементом, розташованим на виході з активної зони. Теплова структура розбита за радіусом на 4 інтервали: 1, 2 інтервали моделюють захисну гільзу термоперетворювача, 3, 4 інтервали — матеріал чохла термоперетворювача [95].

Моделі термопар на виході з ТВЗ представлені тепловими структурами 0611, 0621, 0631, 0641 розташованими, відповідно, гідродинамічних елементах 51-02, 52-02, 53-02, 54-02. Зазначені ГЕ описують об'єм від нижньої позначки нижньої решітки головки ТВЗ до нижньої позначки нижньої плити БЗТ. Дане рішення вибору об'єму для моделювання термопар прийнято у зв'язку з тим, що фізичне розташування термопар знаходиться у нижній частині позначки нижньої плити БЗТ [94], а обсяг ГЕ 51-02 (52-02, 53-02, 54-02) і 51-03 (52-03, 53-03, 54-03) межують між собою по нижній відмітці нижньої плити БЗТ але мають значення показані на рисунку 2.13 модельованих об'ємів між собою та обсягів відповідно. у зв'язку з цим для більш точного вимірювання температури на виході з ТВЗ термопари моделюються у гідравлічних об'ємах 51-02, 52-02, 53-02, 54-02.

Розрахункові параметри теплових структур термоперетворювачів на виході з ТВЗ представлені у табл. 2.10.

Додатково були змодельовані термопари по висоті паливного стовпа для пошарового відображення температур у ГЕ, які моделюються «гарячі» (максимально-навантажені) та «середні» (середньо-навантажені) ТВЗ активної зони.

Канали 41-44 з паливними елементами імітує «середні» канали активної зони, при цьому канал 41 відповідає квадранту, який входить петля №1, канал 42 відповідає петлі №2 і т. д. Вимірювання температур теплоносія у «середньому» каналі здійснюється термопарами, які моделюються тепловими структурами 0721, 0921 — 0991, 0591-0571, основні характеристики яких наведені у табл. 2.11.

Для кожного із секторів активної зони (41, 42, 43, 44), відповідних петлям ГЦТ виділяється по одному «гарячому» каналу (46-49), що відповідає за обсягом однієї ТВЗ.

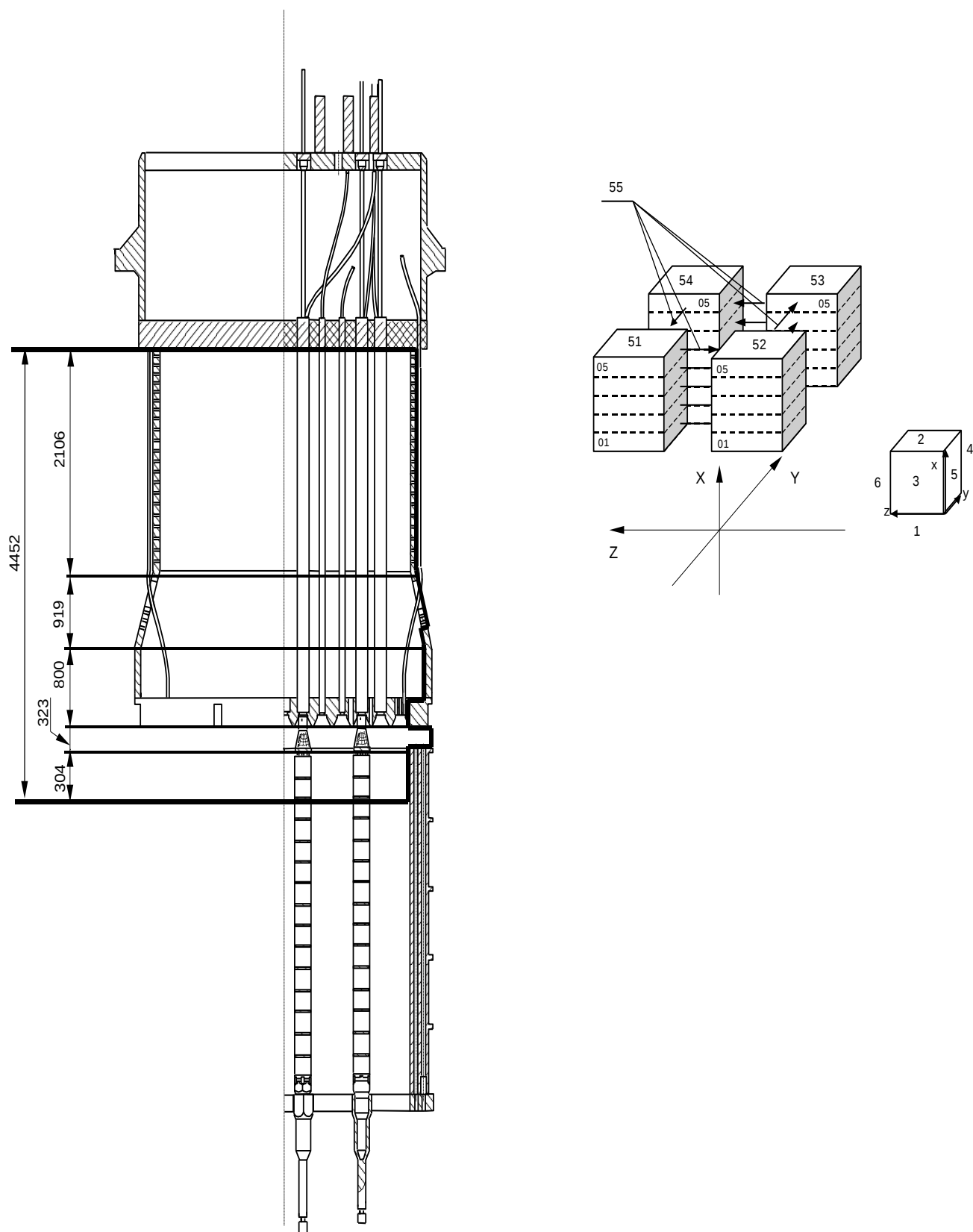


Рисунок 2.13 — Область елементів 51-54 (обмежена широкою лінією), висотний поділ на елементи та розташування координатних осей

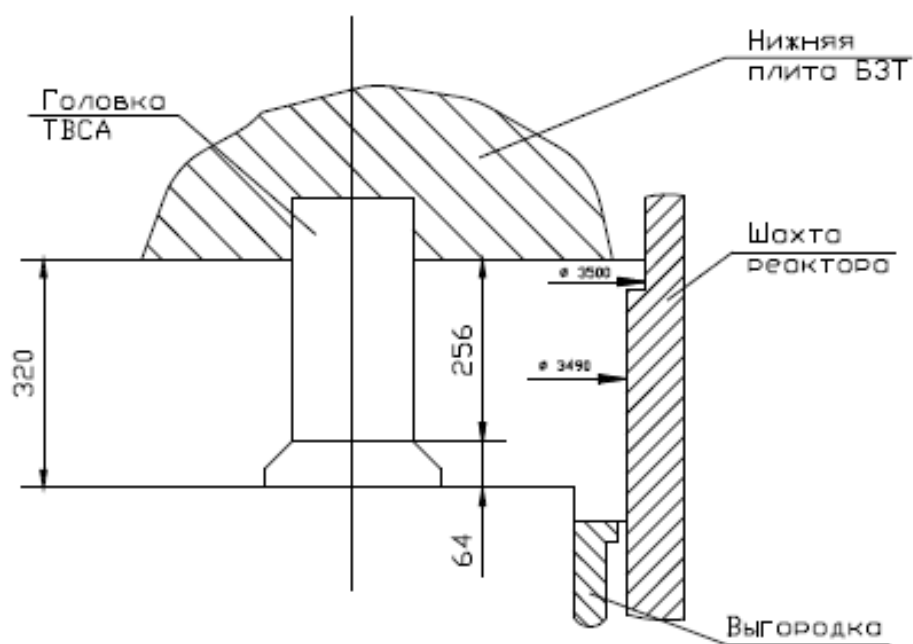


Рисунок 2.14 — Елементи 51-02, 52-02, 53-02, 54-02 (схематично)

Таблиця 2.10 — Основні характеристики теплових структур термопар на виході з ТВЗ

Номер ТС	ГЕ	Тип геометрії	Номер матеріалу/ число інтервалів	Кордонні координати, м		Граничні умови		Еквіва- лентний тепловий діаметр, м		Код по- верхні
				зліва	справа	зліва	справа	зліва	справа	
0611	51-02	Циліндр	7/2	0.0	0.002	-	-	-	-	-
			6/2	0.002	0.004	-	052-02	-	0.008	0.017
0621	52-02	Циліндр	7/2	0.0	0.002	-	-	-	-	-
			6/2	0.002	0.004	-	053-02	-	0.008	0.017
0631	53-02	Циліндр	7/2	0.0	0.002	-	-	-	-	-
			6/2	0.002	0.004	-	054-02	-	0.008	0.017
0641	54-02	Циліндр	7/2	0.0	0.002	-	-	-	-	-
			6/2	0.002	0.004	-	051-02	-	0.008	0.017

Таблиця 2.11 — Основні характеристики теплових структур термопар за висотою «середньої» ТВЗ

Номер ТС	ГЕ	Тип геометрії	Номер матеріалу/ число інтервалів	Кордонні координати, м		Граничні умови		Еквіва- лентний тепловий діаметр, м		Код по- верх- ні
				ліва	права	ліва	права	ліва	права	
0721	41-10	Циліндр	7/2	0,0	0,002	-	-	-	-	-
			6/2	0,002	0,004	-	-	-	0,008	0,017
0921	41-09	Циліндр	7/2	0,0	0,002	-	-	-	-	-
			6/2	0,002	0,004	-	-	-	0,008	0,017
0931	41-08	Циліндр	7/2	0,0	0,002	-	-	-	-	-
			6/2	0,002	0,004	-	-	-	0,008	0,017
0941	41-07	Циліндр	7/2	0,0	0,002	-	-	-	-	-
			6/2	0,002	0,004	-	-	-	0,008	0,017
0961	41-06	Циліндр	7/2	0,0	0,002	-	-	-	-	-
			6/2	0,002	0,004	-	-	-	0,008	0,017
0981	41-05	Циліндр	7/2	0,0	0,002	-	-	-	-	-
			6/2	0,002	0,004	-	-	-	0,008	0,017
0991	41-04	Циліндр	7/2	0,0	0,002	-	-	-	-	-
			6/2	0,002	0,004	-	-	-	0,008	0,017
0591	41-03	Циліндр	7/2	0,0	0,002	-	-	-	-	-
			6/2	0,002	0,004	-	-	-	0,008	0,017
0581	41-02	Циліндр	7/2	0,0	0,002	-	-	-	-	-
			6/2	0,002	0,004	-	-	-	0,008	0,017
0571	41-01	Циліндр	7/2	0,0	0,002	-	-	-	-	-
			6/2	0,002	0,004	-	-	-	0,008	0,017

Вони не мають 3D структури у поперечних напрямках, а вважаються тонкими, що знаходяться всередині відповідного квадранту. Кожен «гарячий» канал є максимально-навантаженою ТВЗ ($K_q=1,35$), в якій знаходиться «гарячий» ТВЕЛ з максимальним локальним енерговиділенням ($K_r=1,5$, $K_z=1,49$) у точці за висотою, де реалізується максимальний лінійний тепловий потік 448 Вт/см. Виходячи з цього, максимальна температура теплоносія в активній зоні досягається саме у цьому каналі і вимірюється термопарами, які моделюються тепловими структурами 0661,0811-0891, основні характеристики яких наведені у табл. 2.12.

У режимі «Важка аварія» інформація до системи ПАМС про температуру на виході з ТВЗ надається тільки чотирма термопарами з БДПЗ-Р-5.01-25 (дані термопари єдині кваліфіковані для роботи в умовах ВА — ПАМС). Зазначені термопари відносяться до ТП-1 з установкою на рівні позначки 22,74 і ТП-4 з установкою на рівні позначки 23,36. ТП БДПЗ-Р-5.01-25 мають мінеральну ізоляцію MgO, термоелектричну пару хромель-алюмель, оболонку кабелю зі сплаву 12X18H10T. Дані характеристики є ключовими для детального моделювання термопар.

Габаритне креслення БДПЗ-Р-5.01-25 показано на рис. 2.15.

Установка БДПЗ на АЕС здійснюється у канали вимірювання енерговиділення блоку захисних труб, що складаються із захисних труб із сталі 08X18H10T:

- перша діаметром 22x1 мм довжиною 3,2 м, яка має два вигини радіусом (1400 ± 10) мм під кутом не більше 29° ;
- друга діаметром 22x2 мм завдовжки 3,8 м з наступним переходом до центральної труби ТВЗ діаметром 12x1 мм.
- Основні технічні характеристики БДПЗ-Р-5.01-25 наведені у табл. 2.13.

Установка БДПЗ на АЕС здійснюється у канали енерговиділення блоку захисних труб, що складаються із захисних труб зі сталі 08X18H10T.

Кріплення та герметизація БДПЗ здійснюється за допомогою вузла герметизації каналу енерговиділення блоку захисних труб.

Таблиця 2.12 — Основні характеристики теплових структур термопар за висотою «гарячої» ТВЗ

Номер ТС	ГЕ	Тип геометрії	Номер матеріалу/число інтервалів	Кордонні координати, м		Граничні умови		Еквівалентний тепловий діаметр, м		Код поверхні
				зліва	справа	зліва	справа	зліва	справа	
0661	46-10	Циліндр	7/2	0,0	0,002	-	-	-	-	-
			6/2	0,002	0,004	-	-	-	0,008	0,017
0811	46-09	Циліндр	7/2	0,0	0,002	-	-	-	-	-
			6/2	0,002	0,004	-	-	-	0,008	0,017
0821	46-08	Циліндр	7/2	0,0	0,002	-	-	-	-	-
			6/2	0,002	0,004	-	-	-	0,008	0,017
0831	46-07	Циліндр	7/2	0,0	0,002	-	-	-	-	-
			6/2	0,002	0,004	-	-	-	0,008	0,017
0841	46-06	Циліндр	7/2	0,0	0,002	-	-	-	-	-
			6/2	0,002	0,004	-	-	-	0,008	0,017
0851	46-05	Циліндр	7/2	0,0	0,002	-	-	-	-	-
			6/2	0,002	0,004	-	-	-	0,008	0,017
0861	46-04	Циліндр	7/2	0,0	0,002	-	-	-	-	-
			6/2	0,002	0,004	-	-	-	0,008	0,017
0871	46-03	Циліндр	7/2	0,0	0,002	-	-	-	-	-
			6/2	0,002	0,004	-	-	-	0,008	0,017
0881	46-02	Циліндр	7/2	0,0	0,002	-	-	-	-	-
			6/2	0,002	0,004	-	-	-	0,008	0,017
0891	46-01	Циліндр	7/2	0,0	0,002	-	-	-	-	-
			6/2	0,002	0,004	-	-	-	0,008	0,017

Схема розташування датчиків БДПЗ-Р-5.01-25, термоелектричних

перетворювачів, індикаторів рівня теплоносія у реакторі показана на рис. 2.16.

Таблиця 2.13 — Основні характеристики БДПЗ-Р-5.01-25

Найменування параметра	Значення
Довжина максимальна, мм	12154
Довжина зануреної частини, мм	11288±4
Маса не більше, кг	6,5
Тип з'єднувача	Лемо.В.340
Номинальні розміри термопар:	
діаметр	0,5 мм
довжина	250 мм

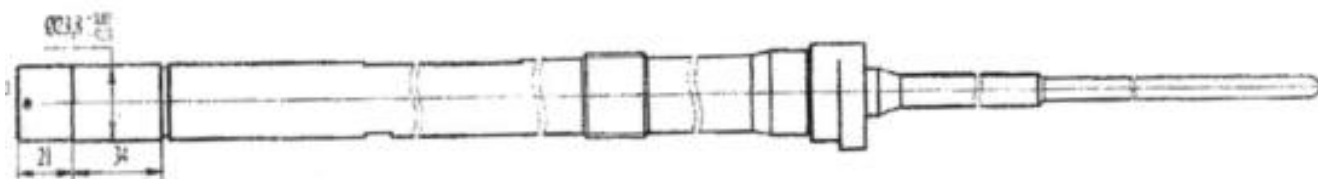


Рисунок 2.15 — Габаритне креслення БДПЗ-Р-5.01-25

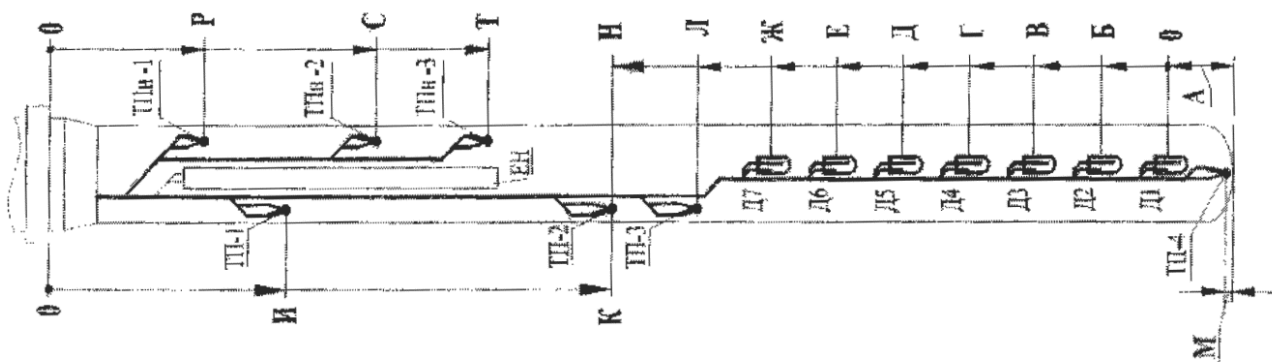


Рисунок 2.16 — Розташування датчиків БДПЗ-Р-5.01-25 — повернуто (літерами позначені відповідні проміжки між термопарами)

При виконанні моделювання не розглядалося питання формування хибного сигналу внаслідок порушення у роботі систем внутрішньореакторного контролю кваліфікованих як ПАМС. Достовірність показань забезпечується

багатоканальністю засобів вимірювання (принцип 2 / 3) та обґрунтовано у проєкті систем СВРК. Метою даного моделювання є визначення фізичних параметрів, що вказують на перехід ЗПА у «важку» фазу, і які можуть бути детектовані існуючими засобами вимірювання.

2.10 Моделювання додаткового ГЕ між головками трьох ТВЗ для детального врахування положення термопари

Додатковий ГЕ є об'ємом між головками трьох ТВЗ (див. рис. 2.17) від нижньої позначки нижньої решітки головки ТВЗ до нижньої позначки нижньої плити БЗТ (рис. 2.18). Моделювання додаткового гідравлічного елементу необхідно для врахування фактичного положення термопари між головками ТВЗ, що впливає на властивості теплової інерції системи (особистий внесок автора).

Елементи моделюються компонентом RELAP типу “pipe”.

Температура теплоносія у додатковому ГЕ 57-01 вимірюється за допомогою моделі термопари, представленої тепловою структурою 0561, розташованої у даному ГЕ (див. рис. 2.19).

Теплова структура 0572 описує теплообмін перфорованої обичайки головки ТВЗ та додаткового ГЕ (див. рис. 2.19).

Розрахунок параметрів додаткового ГЕ 57-01.

Об'єм циліндричної частини головки ТВЗ ГЕ 51(52,53,54)-02:

$$V_{\text{цил}} = \frac{\pi \cdot 0,158^2}{4} \cdot 0,178 = 0,003489989 \text{ м}^3 \quad (2.33)$$

Об'єм конічної частини головки ТВЗ ГЕ 51(52,53,54)-02:

$$V_{\text{кон}} = \frac{1}{3} 0,09 \left(\frac{3 \cdot \sqrt{3} \cdot 0,1351^2}{2} + \sqrt{\frac{3 \cdot \sqrt{3} \cdot 0,1351^2}{2} \cdot \frac{\pi \cdot 0,158^2}{4}} + \frac{\pi \cdot 0,158^2}{4} \right) = 0,002925558 \text{ м}^3 . \quad (2.34)$$

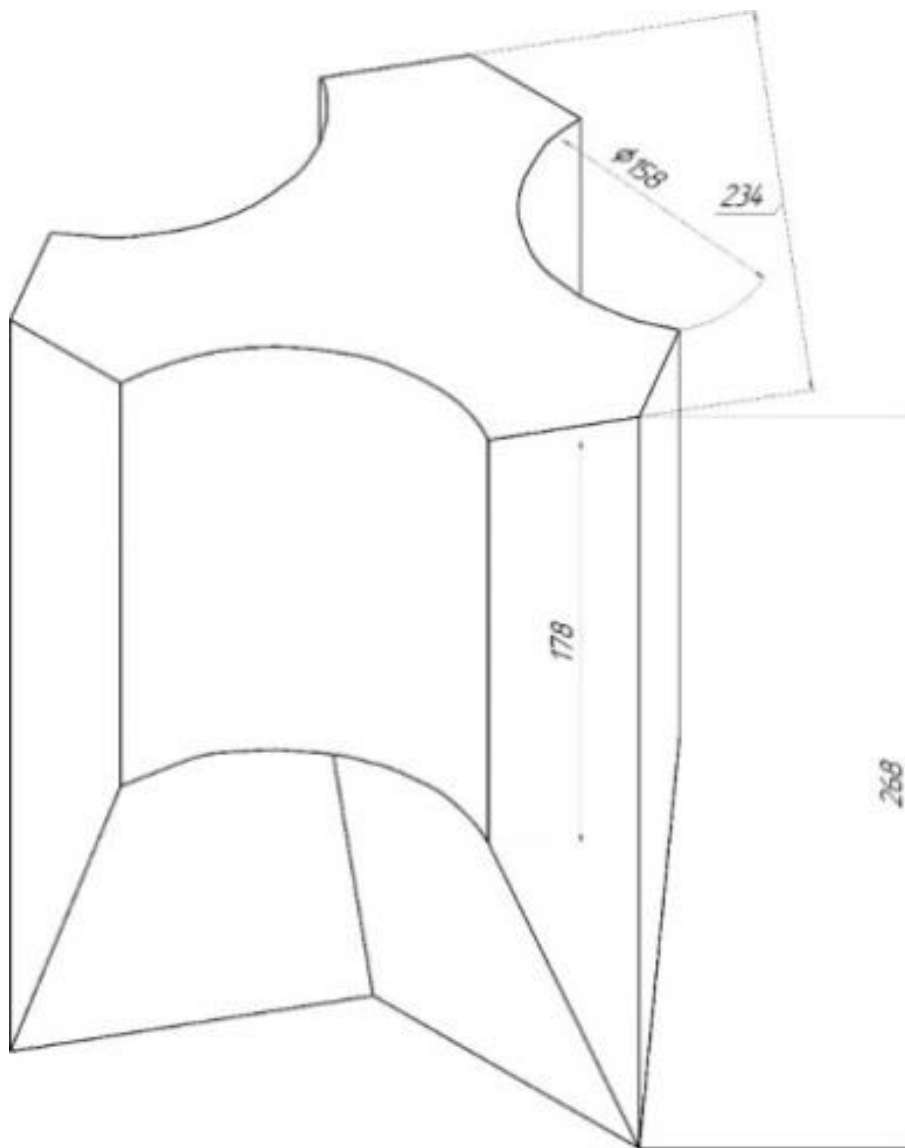


Рисунок 2.17 — Додатковий ГЕ між головками трьох ТВЗ

Об'єм додаткового ГЕ:

$$V_{\text{дон}} = 0,268 \cdot \frac{3 \cdot \sqrt{3} \cdot 0,1351^2}{2} - \frac{2 \cdot V_{\text{цил}}}{3} - \frac{2 \cdot V_{\text{кон}}}{3} = 0,008431559 \text{ м}^3 . \quad (2.35)$$

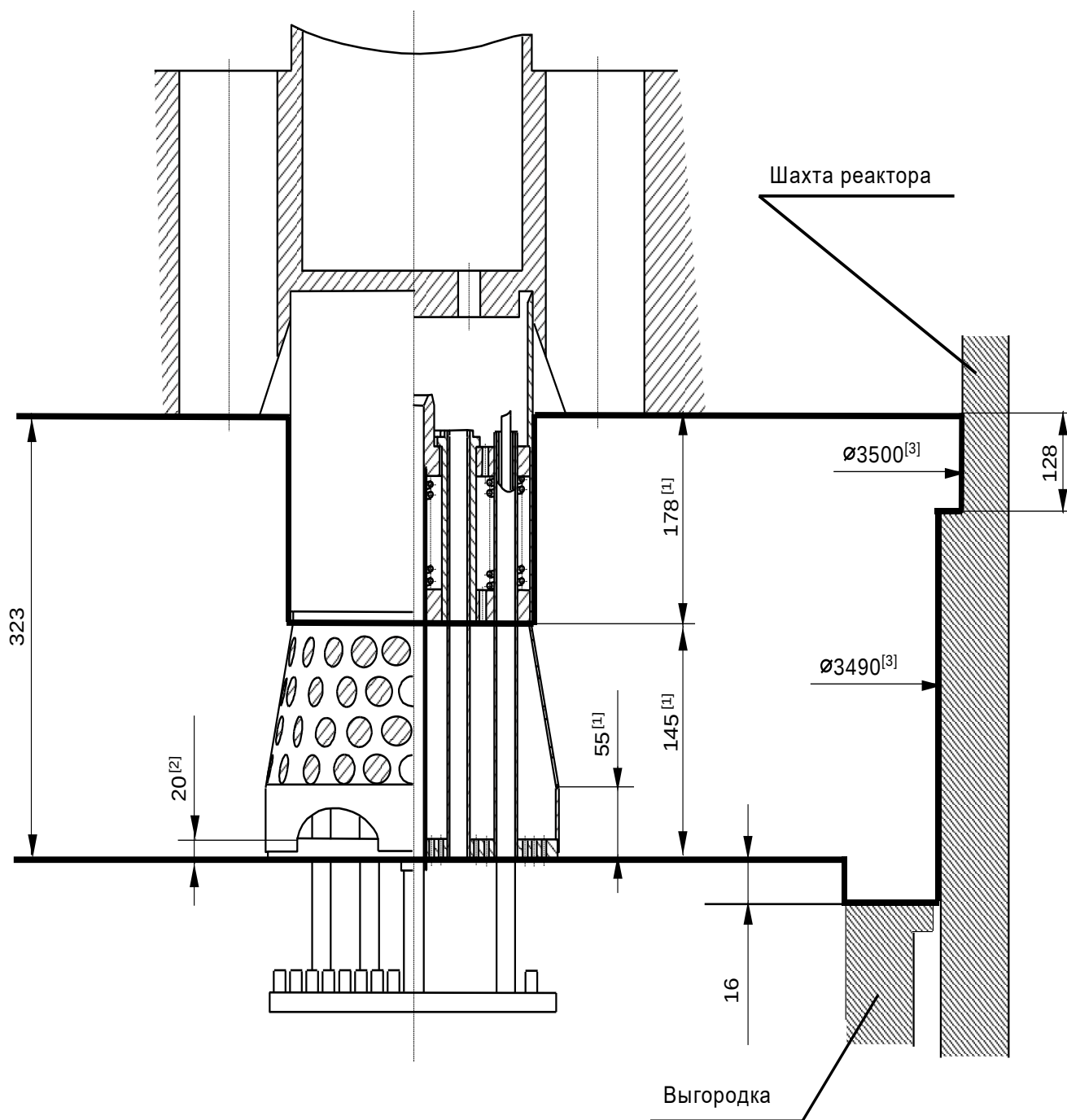


Рисунок 2.18 — Елементи 51-02,52-02,53-02,54-02 розрахункової моделі

Об'єм ГЕ 51(52,53,54)-02 після приєднання додаткового ГЕ:

$$V_{51-02} = 1,99635 - 0,008431559 = 1,94893 \text{ м}^3 \quad (2.36)$$

Площа поперечного перерізу додаткового ГЕ:

$$S_{\text{дон}} = \frac{3 \cdot \sqrt{3} \cdot 0,1351^2}{2} = 0,0474201131 \text{ м}^3 \quad (2.37)$$

Число отворів у конічній обичайці головки однієї ТВЗ:

$$N_{\text{отв}}^{TBC} = 138 \text{ шт} \quad (2.38)$$

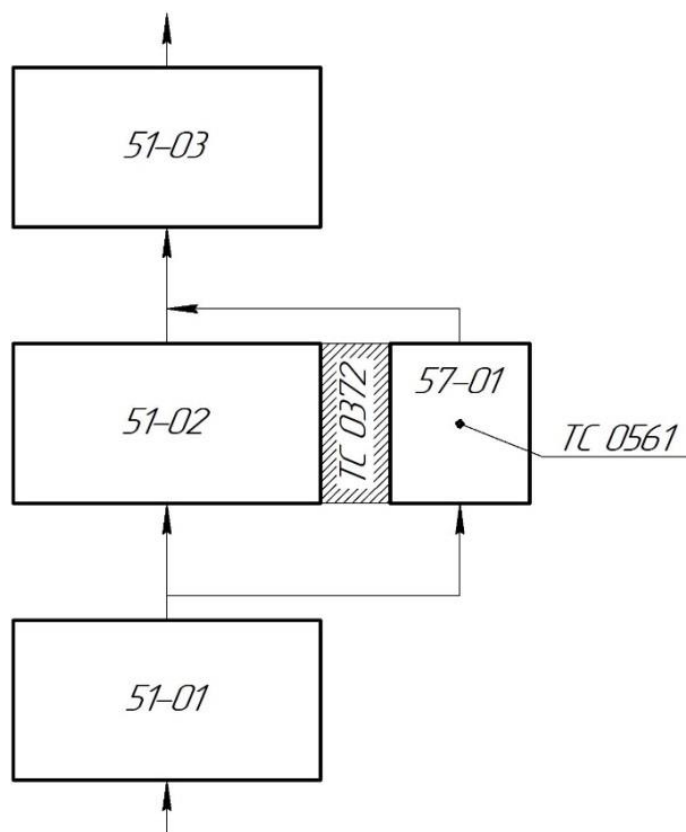


Рисунок 2.19 — Схема поєднання додаткового ГЕ з моделлю ВВЕР-1000

Число отворів у конічній обичайці головок ТВЗ з'єднаних з додатковим ГЕ:

$$N_{\text{отв}} = \frac{1}{3} \cdot 138 \cdot 3 = 138 \text{ шт} \quad (2.39)$$

Діаметр отворів у конічній обичайці головки ТВЗ:

$$D_{\Gamma}^{TBC} = 0,016 \text{ м} \quad (2.40)$$

Площа отворів у кінцевій обичайці головок ТВЗ з'єднаних з додатковим ГЕ:

$$F_{отв} = \frac{\pi \cdot 0,016^2}{4} \cdot 138 = 0,027747 \text{ м}^2 \quad (2.41)$$

Гідравлічний діаметр з'єднання головок ТВЗ з додатковим ГЕ:

$$D_{\Gamma} = \frac{4 \cdot (\pi \cdot 0,016^2 / 4) \cdot 138}{(\pi \cdot 0,016) \cdot 138} = 0,016 \text{ м} \quad (2.42)$$

Площа кінцевої обичайки ТВЗ:

$$F_{кон} = \frac{1}{2} \cdot (\pi \cdot 0,158 / 3 + 0,1351) \cdot 0,090 / 0,9848 \cdot 6 = 0,082403 \text{ м}^2 \quad (2.43)$$

Відношення площі отворів у кінцевій обичайці до площі кінцевої обичайки:

$$f = \frac{F_{отв}}{F_{кон}} = \frac{0,027747}{0,082403} = 0,3367 \quad (2.44)$$

Відношення товщини конічної обичайки до гідравлічного діаметра:

$$\frac{\delta}{D_{\Gamma}} = \frac{0,002}{0,016} = 0,0625 > 0,015 \quad (2.45)$$

Гідравлічний опір перфорованої конічної обичайки:

$$\begin{aligned}
\xi &= \frac{(0,5 + \tau\sqrt{1-f})(1-f) + (1-f)^2}{f^2} \cdot \left(\frac{4F_{омв}}{F_{кон}}\right) = \\
&= \frac{(0,5 + 0 \cdot \sqrt{1-0,3367})(1-0,3367) + (1-0,3367)^2}{0,3367^2} \times \\
&\quad \times \left(\frac{4 \cdot 0,027747}{0,013734}\right) = 2,334
\end{aligned} \tag{2.46}$$

2.11 Висновки до розділу 2

У розділі 2 наведено опис розрахункової моделі, описані підходи до модернізації моделі та розрахунок параметрів основних елементів моделі, що дозволяє забезпечити коректне визначення параметрів РУ в умовах ЗПА зі зниженням рівня теплоносія в активній зоні.

Описані основні складові реакторної установки включаючи реактор, головний циркуляційний трубопровід, парогенератор, систему компенсації тиску та систему гідроємностей, рис. 2.1. Ці системи є найважливішими для імітаційного моделювання теплогідравлічних процесів у коді RELAP5 та вимагають детального моделювання. Інші системи описуються функціонально у залежності від їх впливу на перший контур та алгоритму роботи. Окремо розглянуті задачі моделювання кінетики реактору, яке виконувалось з використанням параметрів, визначених для реакторів ВВЕР-1000 у регулюючих документах.

Також висвітлено питання налаштування розрахункової моделі з використанням реальних характеристик реакторної установки та основних елементів, що впливають на функціональність розрахункової моделі.

Зважаючи на динаміку аварійного процесу, який призводить до зниження рівня теплоносія в активній зоні ядерного реактора, оголення ядерного палива та його пошкодження внаслідок надпроектного термічного впливу в умовах зниження

густини пари, що впливає на показання термопар — розглянуті та реалізовані методи детального моделювання термопар та теплових структур для точного врахування теплової інерції. Розроблені автором, описані та реалізовані методи моделювання термопар, які включають моделювання геометрії та теплових структур, що відображають реальні теплофізичні властивості термопар та забезпечують врахування теплової інерції вимірювань. Для врахування зазначених факторів, включаючи реальне розташування термопар, розглянуто моделювання окремого гідравлічного елемента з урахуванням гідравлічного опору елементів ТВЗ та конструкційних елементів активної зони. Представлена модель термопари, яка включає гідравлічні елементи та теплові структури, що відображають процес теплопередачі від пари до чутливого елемента термопари, його нагріву та процесу детектування.

Основні результати розділу опубліковані автором у працях [1–19].

РОЗДІЛ 3

ОБЧИСЛЮВАЛЬНИЙ ЕКСПЕРИМЕНТ ІЗ МЕТОЮ ВАЛІДАЦІЇ ІМІТАЦІЙНОЇ КОМП'ЮТЕРНОЇ МОДЕЛІ ТА АНАЛІЗУ ДИНАМІКИ РОЗВИТКУ АВАРІЙНИХ ПРОЦЕСІВ

Аварійні процеси, що призводять до переходу запроектованої аварії у важку фазу протікають при умові повного знеструмлення та за умови нефункціональності резервних каналів систем безпеки. Динаміка перехідних процесів, у залежності від типу вихідної події, значно відрізняються по значенням параметрів активної зони та часу досягнення умов важкої аварії.

Умови важкого пошкодження активної зони можуть досягатися продовж 10 хвилин для аварії з гільйотинним розривом головного циркуляційного трубопроводу (Ду 2х850 мм) та більше ніж протягом 4 годин для аварій з щільним першим контуром. Основною умовою, що впливає на динаміку перехідного процесу є інтенсивність втрати теплоносія першого контуру та визначає фізичні параметри у першому контурі, такі як тиск і температура.

Типовий перебіг запроектованої аварії, що переходить у важку фазу складається з етапів, відображених на рис. 3.1.

3.1 Аналіз аварійних дій персоналу при попередній умови переходу з ІЛА РУ до КУВА за температурою на виході з активної зони понад 450°C

У раніше виконаних матеріалах обґрунтування процедур протиаварійної документації (ІЛА та КУВА) попередньо було запропоновано використовувати як умову переходу з ІЛА до КУВА критерій — температура на виході з активної зони понад 450 °С, що не завжди є правильним.



Рисунок 3.1 — Динаміка переходу запроектованої аварії у «важку» фазу

Аналіз попередніх розрахункових сценаріїв показав, що:

1. Порухення критерію прийнятності за температурою оболонок ТВЕЛ більше 1200 °С для ряду вихідних подій (додаток Д) і станів РУ (з великою течією теплоносія першого контуру) може досягатися при температурах на виході з активної зони значно менших 450 °С (максимальна допустима температура на виході з активної зони для проєктних аварій), що призводить до «пізнього» переходу у КУВА.

2. Для ряду вихідних подій (додаток Д) та станів РУ, час від досягнення температури на виході з ТВЗ 450 °С (критерій 1) до порушення критерію прийнятності за температурою оболонок ТВЕЛ понад 1200 °С (критерій 2), становить $\sim 1 \div 3$ години та може привести до «раннього» переходу у КУВА.

3. Під час реалізації відновлювальних стратегій процедур ІЛА, що дозволяють запобігти росту температури оболонок ТВЕЛ понад 1200 °С (аварії без течії першого контуру), температура на виході з ТВЗ може зрости понад 450 °С, що може привести к ранньому переходу у КУВА.

Наявність даних факторів для різних аварійних процесів і станів РУ свідчить про те, що використання критерію температури на виході з активної зони більше 450 °С, як умова початку пошкодження АкЗ та переходу з ІЛА до КУВА, не є представницьким. Тому доцільно розглянути комбінований параметр переходу, який дозволить підвищити достовірність визначення стану активної зони, при якому доцільно виконувати перехід до КУВА. Такими параметрами, як наслідок, можуть бути температура на виході з активної зони та потужність дози у ГО, які й безпосередньо можуть свідчити про початок пошкодження активної зони. Температура як основна причина пошкодження, а потужність дози як наслідок, що збігається з рекомендаціями МАГАТЕ [21, 69]. Слід зазначити, що основним діагностичним параметром, визначеним у рекомендаціях [21, 69] вважається температура на виході з активної зони, проте попередній аналіз показав значну девіативність даного параметру для різних типів аварій. Тому, на мій погляд, температурний параметр доцільно доповнити радіаційним критерієм.

При виконанні аналізу вихідних подій пов'язаних із течією 1-го контуру, а

також втратою електропостачання власних потреб із відмовою ДГ для граничних станів РУ «робота на потужності» і «зупинка для випробувань» було визначено, що порушення критерію прийнятності за температурою оболонок ТВЕЛ $1200\text{ }^{\circ}\text{C}$ можливе при показаннях температури на виході з ТВЗ від $113\text{ }^{\circ}\text{C}$ (для МПА) і вище. Відповідно температура на виході з ТВЗ не може бути однозначною та достатньою умовою переходу з ІЛА до КУВА, з врахуванням стану РУ.

Розвиток переходу ЗПА у «важку» фазу можна умовно розділити на три етапи: розігрів першого контуру з втратою теплоносія, втрата природньої циркуляції та зниження рівня теплоносія в активній зоні до рівня палива, оголення ядерного палива та початок розігріву оболонок ТВЕЛ.

3.2 Валідація розрахункової моделі ЯПВУ для коду RELAP5

Цей розділ містить результати комп'ютерного валідаційного аналізу удосконаленої моделі енергоблоку з ВВЕР-1000 [86, 88, 89].

Для проведення динамічної валідації було обрано реальну вихідну подію, що супроводжувалась течією теплоносія першого контуру: «Не закриття головного запобіжного клапана ІЗП КД УР21S01 під час планової перевірки енергоблоку №3 РАЕС після ППР через підклинювання у сідлі золотника імпульсного клапана УР21S04 після його відкриття». Аналіз реальних аварійних подій надає можливості спостерігати хронологію подій, та співставити реальні параметри зміни стану РУ, під час протікання аварії, з теоретичними розрахунками. Основними параметрами які дозволяють проводити валідацію, є теплофізичні параметри першого та другого контуру, витрата теплоносія та інші [42, 49, 90, 91].

Це порушення вибрано виходячи із того, що воно дозволяє оцінити коректність розробленої теплогідравлічної моделі енергоблоку для комп'ютерного коду RELAP5 в умовах динамічного перехідного процесу з урахуванням роботи систем безпеки [88, 101].

Феноменологічно цей інцидент можна умовно розбити на чотири фази:

- перша фаза характеризується зниженням тиску у першому контурі, внаслідок відкриття та заклинювання у повністю відкритому положенні ІЗП КТ, зниженням температури у петлях РУ, зниженням рівня у КТ, а також зниженням тиску та незначним зростанням рівня котлової води у ПГ 1÷4 внаслідок погіршення умов тепловідведення по другому контуру; ця фаза охоплює перші 500 с перехідного процесу;
- друга фаза характеризується початком роботи насосів системи аварійного охолодження високого тиску, внаслідок чого спостерігається стабілізація з подальшим, менш інтенсивним порівняно з першою фазою, зниженням тиску у першому контурі, зростанням рівня у КТ, зниженням температури у петлях РУ через подачу води з баків САОЗ, початком роботи ДЖЕН, початком розхолодження першого контуру через другий за допомогою паро скидних пристроїв у конденсатор, а також зниженням тиску та зростанням рівня котлової води у ПГ 1÷4; ця фаза триває до моменту повного заповнення КТ теплоносієм, внаслідок чого припиняється викид парової фази через ІЗП КТ, і закінчується на 1770 с;
- третя фаза характеризується повним заповненням КТ, внаслідок чого відбувається викид рідкої фази теплоносія через ІЗП КТ, стрибкоподібне зростання тиску у першому контурі з подальшим зниженням, припинення роботи на контур насосів системи аварійного охолодження АкЗ, а також зниження тиску та зростання рівня котлової води у ПГ 1÷4; ця фаза закінчується на 2500 с проблемного часу;
- четверта фаза характеризується зниженням тиску першого контуру до уставок роботи насосів системи аварійного охолодження АкЗ низького тиску і початком їх роботи на контур, припинення роботи ДЖЕН, відключенням насоса системи аварійного охолодження високого тиску, періодичним підживленням першого контуру водою від ГЄ 1÷4 САОЗ, а також зниженням тиску та зростанням рівня котлової води у ПГ 1÷4; ця фаза триває від 2500 с до кінця аналізованого періоду перехідного процесу.

Порівняльні графіки зміни у перехідному процесі основних розрахункових

значень моделі та аналіз зміни параметрів представлено нижче. Графіки груповані за параметрами для чотирьох циркуляційних петель.

Аналіз зміни температури теплоносія у холодних та гарячих нитках ГЦТ, відповідно до прийнятих умов прийнятності для чотирьох фаз перехідного процесу наведено на рис. 3.2 та рис. 3.3.

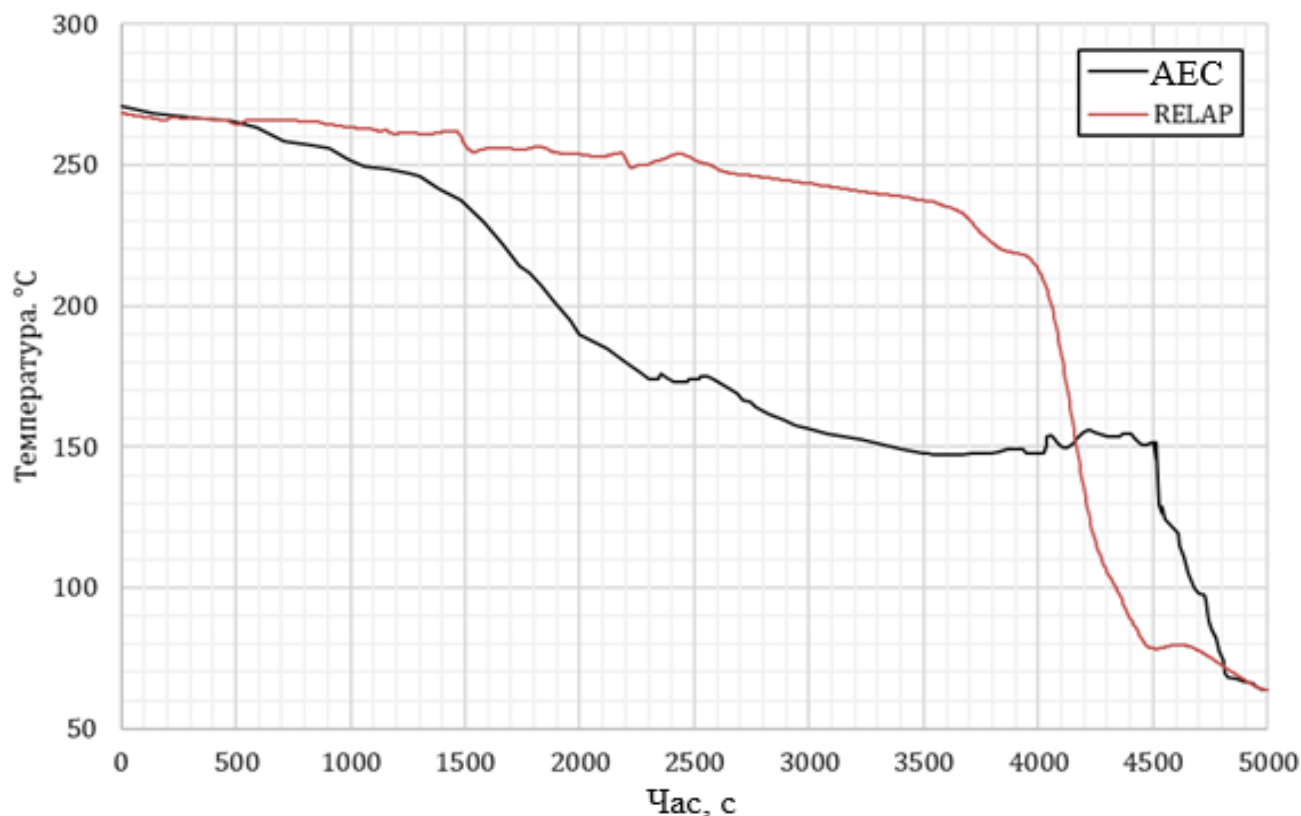


Рисунок 3.2 — Температура у гарячій нитці

Отже, згідно з рис. 3.2 та рис. 3.3 для першої фази:

- хороша якісна та кількісна збіжність отриманих розрахункових значень та даних РАЕС за температурами у циркуляційних петлях РУ ($\delta T_{TH}^{zop} \leq 10\%$).

Для другої фази на рис. 3.2 та рис. 3.3 спостерігається:

- задовільна якісна збіжність розрахункових значень та даних РАЕС за температурами у петлях РУ (у місцях розташування датчиків температур). Однак є суттєві кількісні розбіжності, пов'язані з тим, що у моделі відбувається менш інтенсивне охолодження теплоносія. Слід зазначити, що розрахункова температура

теплоносія в об'ємах ниток ГЦТ моделі, розташованих ближче до патрубків реактора, добре узгоджується з даними АЕС ($\delta T_{TH}^{zop} \leq 40\%$).

Для третьої фази на рис. 3.2 та рис. 3.3 спостерігається:

- є розбіжності для отриманих розрахункових значень та даних РАЕС за температурами у петлях РУ; наведені значення температур визначені у місцях під'єднання термопар, призначених для вимірювання температури теплоносія у гарячих та холодних нитках ГЦТ ($\delta T_{TH}^{zop} \leq 50\%$).

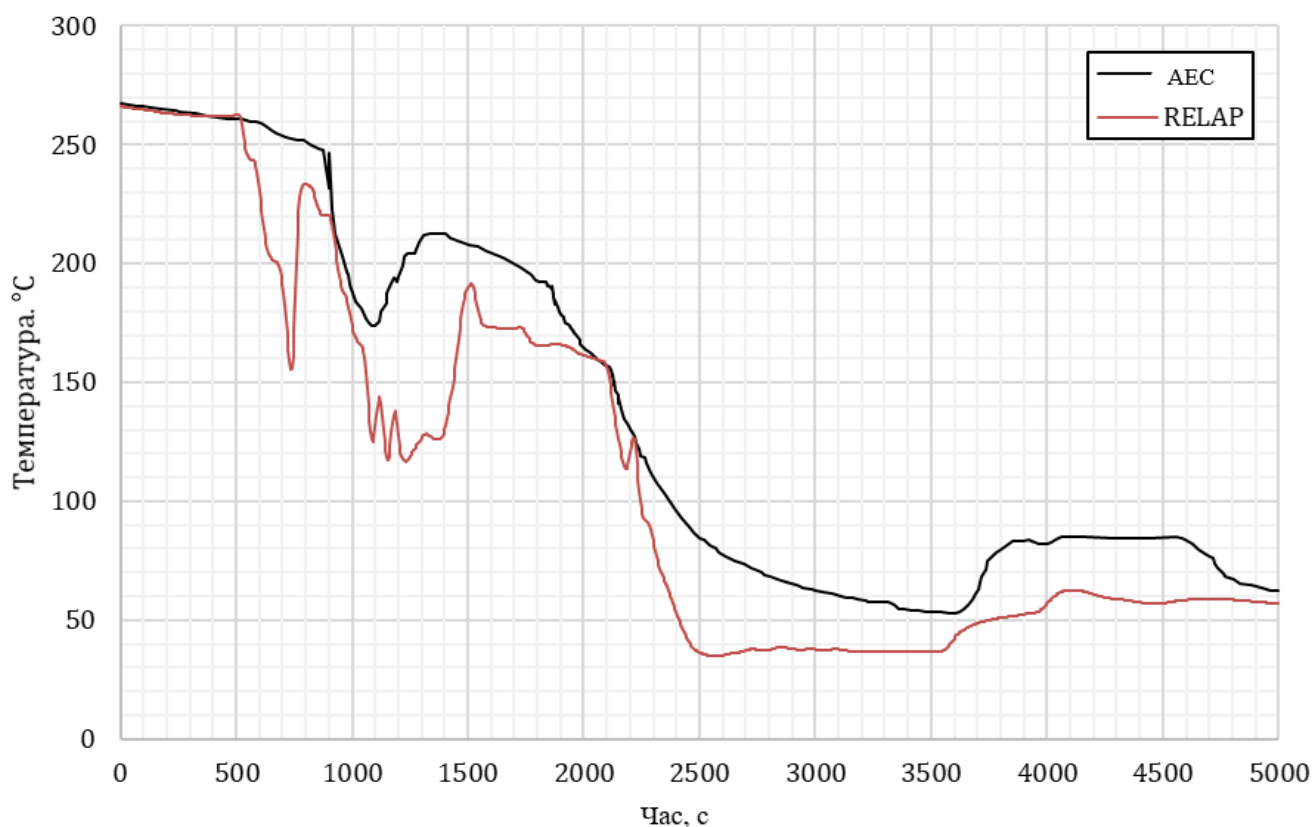


Рисунок 3.3 — Температура у холодній нитці

Для четвертої фази на рис. 3.2 та рис. 3.3 спостерігається:

- є розбіжності для отриманих розрахункових значень та даних РАЕС за температурами у петлях РУ ($\delta T_{TH}^{zop} \leq 30\%$).

Розбіжність температур теплоносія у гарячих та холодних нитках ГЦТ на рис. 3.2 та рис. 3.3 спостерігається пов'язана з явищем стратифікації внаслідок роботи насосів САОЗ та буде докладно розглянуто нижче.

Температура насичення першого контуру показує хорошу якісну і кількісну збіжність протягом всього розвитку інциденту за величиною та характером зміни показана на рис. 3.4 ($\delta T_s^{TH} \leq 10\%$).

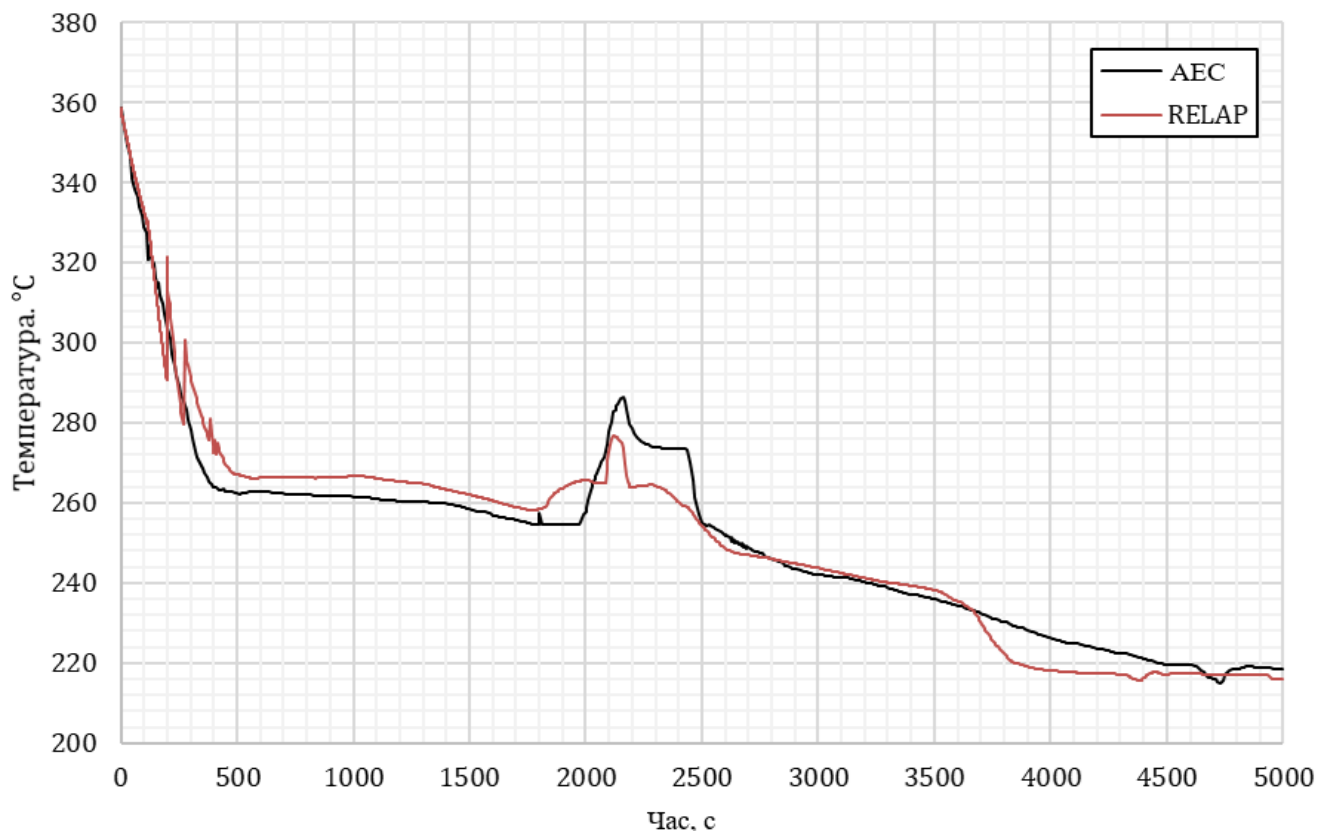


Рисунок 3.4 — Температура насичення у першому контурі

Тиск першого контуру та тиск у ПГ показують хорошу якісну та кількісну збіжність за тиском у першому та другому контурах отриманих розрахункових значень та даних РАЕС за інцидентом (див. рис. 3.5, рис. 3.6) для всіх чотирьох фаз розвитку інциденту ($\delta P_{1K} \leq 10\%$).

На першій фазі розвитку інциденту спостерігається хороша якісна збіжність розрахункових значень та даних РАЕС за рівнем у КТ; при цьому спостерігається деяка кількісна розбіжність, що полягає у тому, що у моделі зниження рівня КТ відбувається інтенсивніше та показано на рис. 3.7 ($\delta L_{KT} \leq 10\%$).

Рівень воді у ПГ, який показано на рис. 3.8, показує хорошу якісну збіжність протягом перехідного процесу, що свідчить про коректність моделювання систем

відповідаючи за тепловий та матеріальний баланс теплоносія ($\delta L_{\text{пр}} \leq 10\%$).

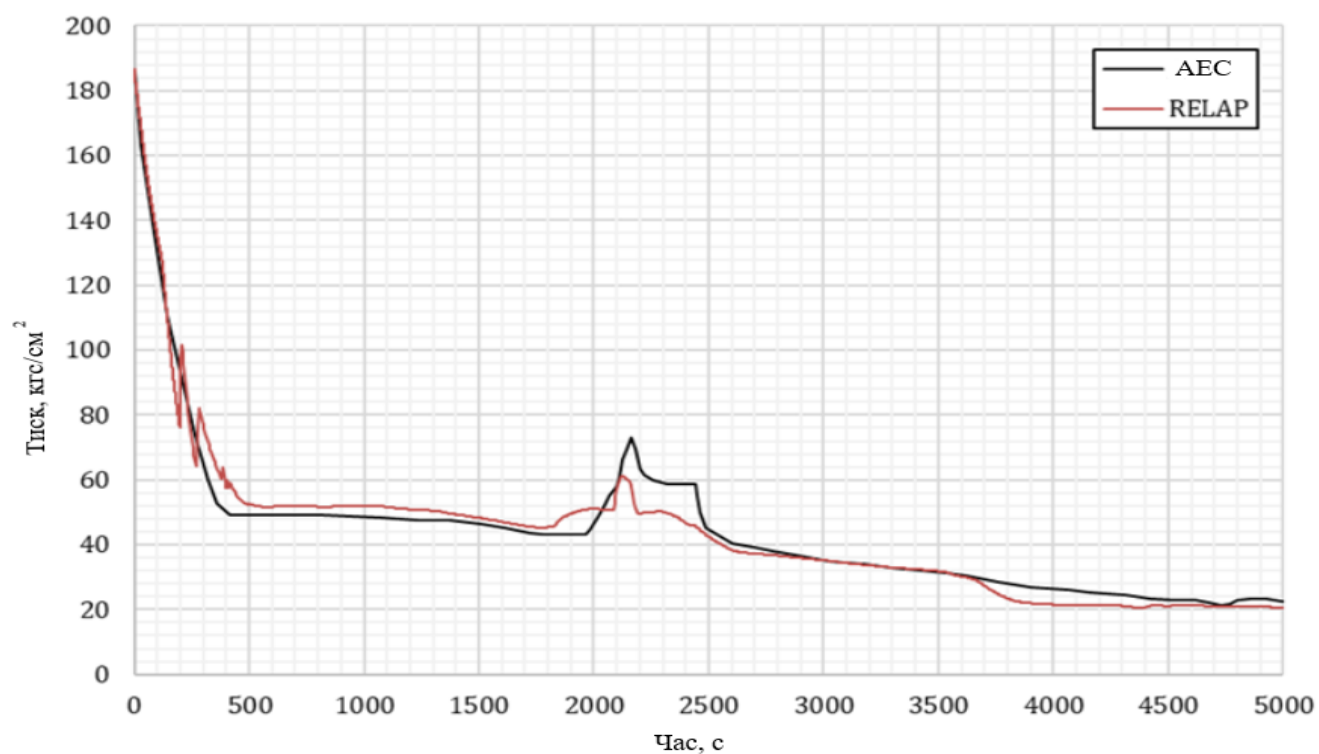


Рисунок 3.5 — Тиск у першому контурі

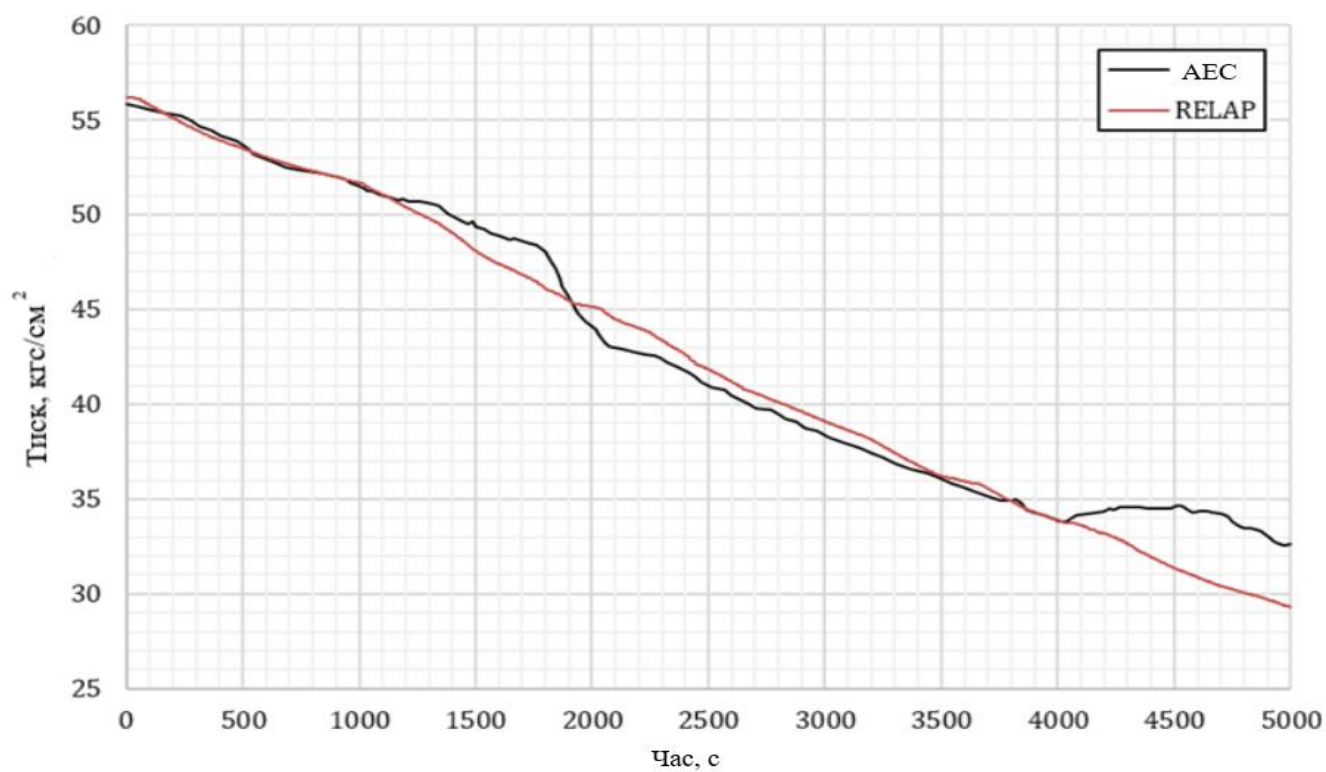


Рисунок 3.6 — Тиск у ППГ

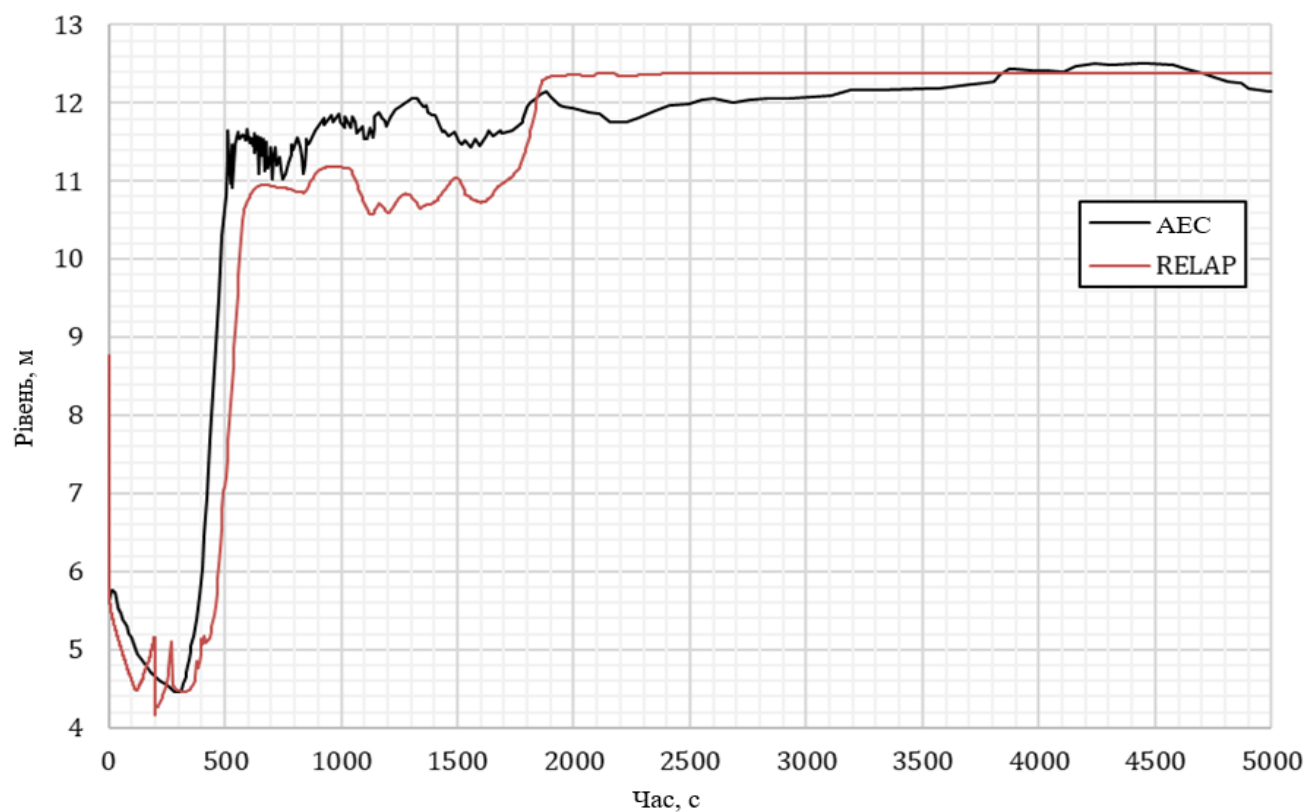


Рисунок 3.7 — Рівень теплоносія у КТ

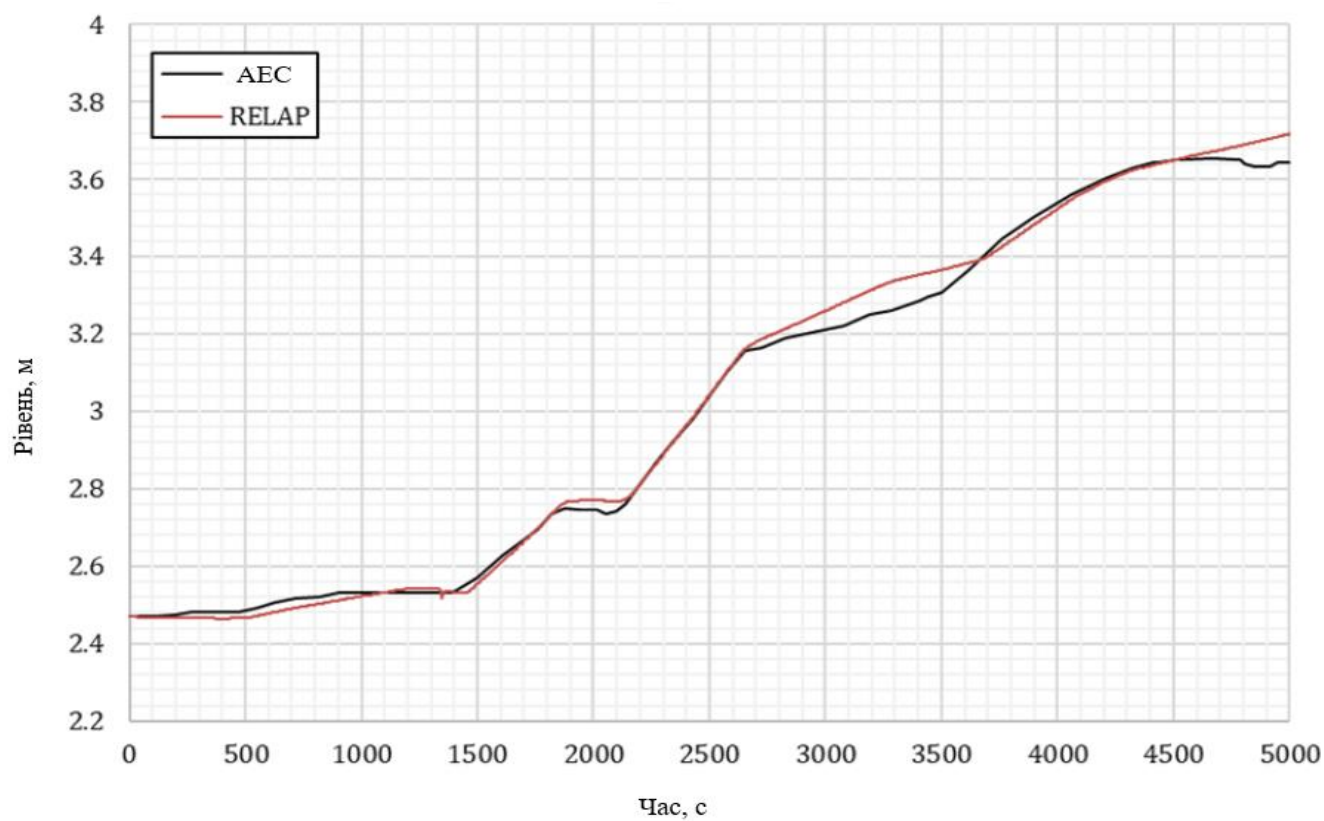


Рисунок 3.8 — Рівень котлової води у ПГ за рівнем з базою 4 м

Результати розрахунку зміни рівня у гідроємностях показують для обраних фаз розвитку ЗПА (рис. 3.9):

Для першої фаз 1-3 спостерігаємо хорошу якісну та кількісну збіжність за рівнем у ГЄ ($\delta L_{ГЄ} \leq 10\%$).

Для четвертої фази видно задовільну якісну та кількісну збіжність за рівнем у ГЄ ($\delta L_{ГЄ} \leq 30\%$).

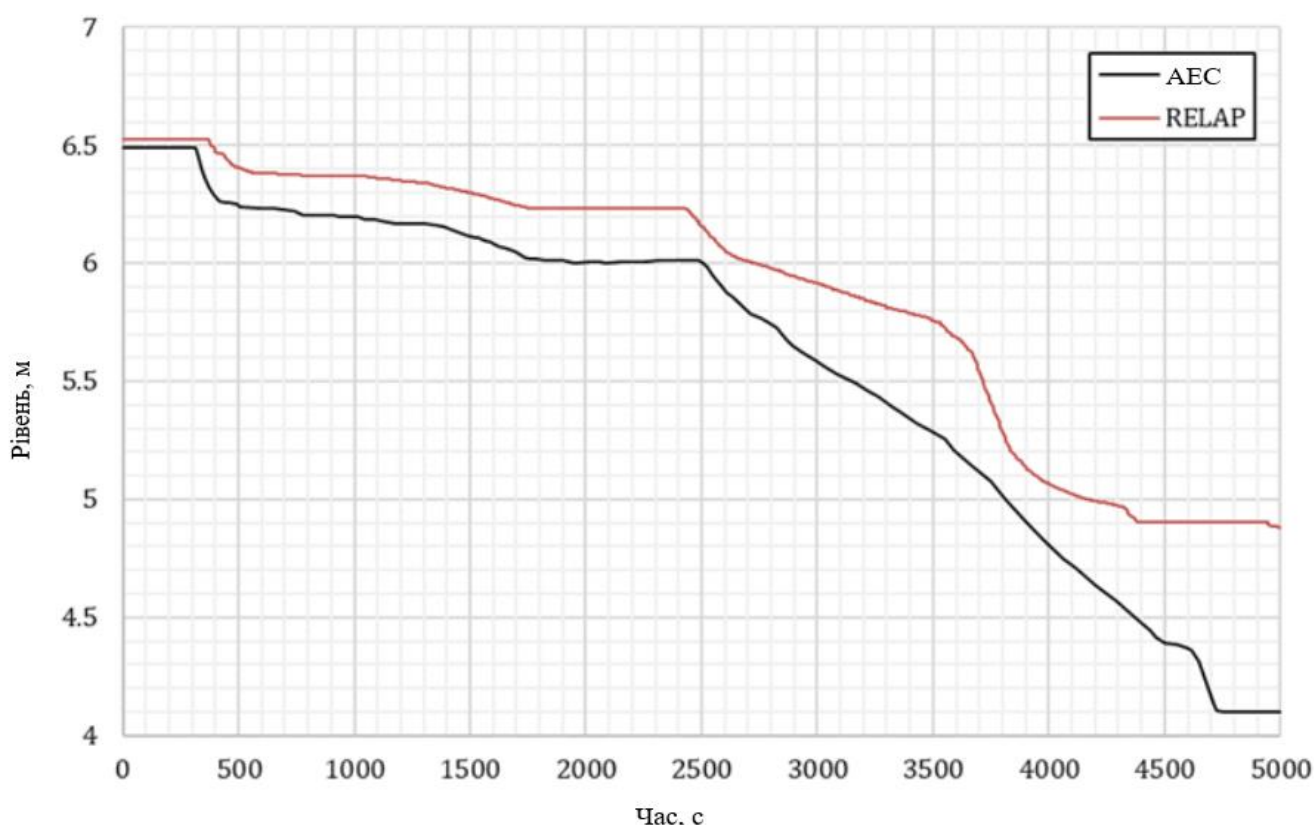


Рисунок 3.9 — Рівень розчину борної кислоти у ГЄ

Об'ємна витрата насосів САОЗ показують хорошу збіжність для всіх чотирьох фаз розвитку аварії, рис. 3.10 — $\delta U_{САОЗ} \leq 3\%$.

Порівняльний розрахунковий аналіз перехідного процесу, викликаного не закриттям головного запобіжного клапана ІЗП КТ УР21S01 під час планової перевірки перед пуском енергоблоку №3 ВП РАЕС після ППР, та результатів комп'ютерного моделювання, загалом підтверджує коректне відображення поведінки систем та обладнання РУ.

За результатами розрахункового моделювання на часовому проміжку, що

охоплює частково другу, третю та четверту виділені фази перехідного процесу, спостерігається зростання температур у гарячих нитках петель РУ на відміну від вимірних значень температур, які стабільно знижуються.

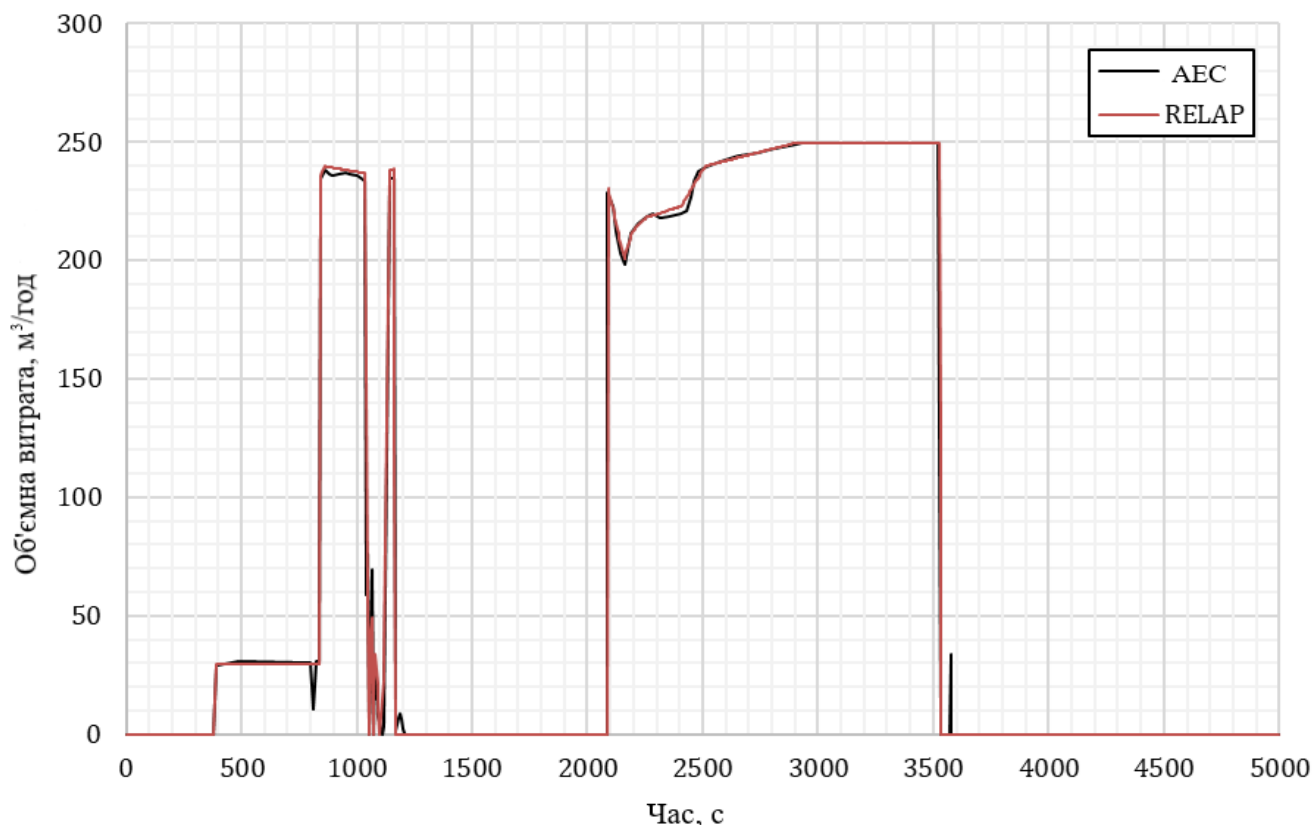


Рисунок 3.10 — Об'ємна витрата насоса TQ13D01

Як показали детальні розрахункові дослідження процесів перемішування у ГЦТ для перехідного процесу, що розглядається [89], відмінності у показаннях термопар на ГЦТ та відповідних розрахункових даних, отриманих за допомогою моделі, що використовується для коду RELAP5, можна пояснити наступним чином. Стан реакторної установки після заклинювання ІЗП КТ у відкритому стані характеризується зниженням параметрів першого контуру у результаті постійного скидання пари через ІЗП КТ і подачі холодного теплоносія від систем CAO3 ВТ при відсутності підігріву теплоносія в активній зоні. Внаслідок періодичної подачі у перший контур холодного теплоносія, насосами систем CAO3 ВТ, відсутності примусової та зриву природної циркуляції, досягається стан, при якому підігрів теплоносія першого контуру відбувається у парогенераторах, що мають більш

високу температуру. Це призводить до того, що на певних ділянках холодних та гарячих ниток ГЦТ поблизу реактора, формується термічна стратифікація та виникнення різноспрямованого руху потоку теплоносія. Холодний теплоносій з реактора рухається у напрямку до ПГ по нижній частині трубопроводу, поступово нагрівається, наближаючись до «гарячого» ПГ, піднімається, і повертається до реактора по верхній частині трубопроводу ГЦТ. Іншими словами, більш густий теплоносій надходить у нижню частину ниток ГЦТ і виштовхує теплоносій з меншою густиною із ГЦТ у реактор.

Розбіжності отриманих розрахункових значень і вимірних даних РАЕС за температурами у петлях РУ пояснюються тим, що модель RELAP5 з одновимірною розбивкою ГЦТ не може враховувати ефект термічної стратифікації однофазного середовища і виникнення різноспрямованих потоків. Для того щоб врахувати виникнення даного ефекту у рамках проведення роботи [89], у моделі енергоблоку для коду ATHLET було виконано додаткове розбиття горизонтальних ділянок гарячих та холодних ниток циркуляційних петель у вертикальному напрямку із забезпеченням поперечних з'єднань (квазі 2D модель трубопроводу). Фактично це означає заміну однієї горизонтальної ділянки трубопроводу двома паралельними каналами, зміщеними вертикально відносно один одного і пов'язаними між собою у поперечному напрямку, що дозволяє моделювати умови «розшарування» потоку. Як впливає з результатів розрахунку, циркуляція теплоносія у трубопроводах призводить до потрапляння теплоносія з реактора у зону термопар ГЦТ і, відповідно, розрахунки демонструють аналогічну станційним даним зміну температур.

Аналіз поведінки температур у гарячих і холодних нитках ГЦТ для інциденту з використанням моделі енергоблоку для коду RELAP5 виконаний у роботі [102]. Дворівнева модель гарячих та холодних ниток ГЦТ дозволяє отримати прийнятне наближення розрахункових значень температур теплоносія у ГЦТ та даних АЕС.

За результатами валідаційного розрахунку можна дійти висновку, що, загалом, розроблена оновлена аналітична модель енергоблоку ВВЕР-1000 для коду RELAP5, коректно відображає поведінку систем та устаткування РУ у перехідному

режимі розглянутого порушення. У процесі валідації розрахункової моделі були виявлені певні розбіжності (3-ї та 4-ї фаз перехідного процесу) щодо розрахункових даних за температурами теплоносія у місцях розміщення термопар у ГЦТ. Як було показано, ці відмінності пояснюються виникненням на певних ділянках трубопроводів термічної стратифікації та різноспрямованої течії теплоносія. Дане фізичне явище було детально досліджено у рамках проведення роботи [89].

Розрахункова модель для коду RELAP5, що використовується, не дозволяє моделювати виникнення явища термічної стратифікації та різноспрямованого перебігу теплоносія у трубопроводах ГЦТ. Однак для цілей аналізу АПА та АЗПА, ефект термічної стратифікації у нитках ГЦТ, не впливає на визначення основних параметрів активної зони та розроблену модель ВВЕР-1000 для коду RELAP5 можна вважати прийнятною для зазначених цілей аналізу [102].

3.3 Висновки до розділу 3

У даному розділі була проаналізована динаміка аварійних процесів, що моделюються та визначені основні кроки алгоритмів керування запроєктною аварією згідно ІЛА та КУВА. Крім аналізу протиаварійних алгоритмів, визначені основні підходи до аналізу критерію переходу від ІЛА до КУВА та характер і динаміку зміни основних параметрів РУ протягом ЗПА у залежності від вихідної події. Результати показали, що параметри реакторної установки відрізняються значною девіативністю у залежності від експлуатаційного стану у момент виникнення аварії та типу вихідної події. Для розробки Методу необхідно виконати формування та виконати комп'ютерне моделювання та розрахунок груп ВП, для визначення теплофізичного параметра — температура на виході з активної зони та радіаційного параметра — потужність дози у ГО, що супроводжують перебіг ЗПА у момент переходу до стадії ВА.

Також у даному розділі наведені результати валідації розрахункової моделі,

яка виконана після її доопрацювання. Валідація розрахункової моделі RELAP5 є важливим кроком імітаційного моделювання теплогідравлічних процесів та проводиться з метою підтвердження коректності результатів розрахунків виконаних за допомогою комп'ютерного моделювання та даних реального експерименту. Під час виконання валідації було виконано порівняння зміни основних параметрів зафіксованих під час реального інциденту на РУ ВВЕР-1000 та результатів комп'ютерного моделювання на розробленій моделі. Результати показали гарну кореляцію основних параметрів експерименту та розрахунку, серед яких можна виділити: тиск першого контуру, температуру теплоносія першого контуру, витрату теплоносія у ГЦТ, витрату підживлення САОЗ, зміну рівня у ПГ та рівня у КТ. Збіжність результатів розрахунку і експерименту спостерігається як по абсолютним значенням так і по характеру зміни параметра. Характер зміни температури у гарячих нитка ГЦТ має певні розбіжності з розрахунком внаслідок термічної стратифікації теплоносія у петлях ГЦТ та не впливає на можливість застосування моделі для обраних цілей аналізу.

Виконана валідація розрахункової моделі дозволила підтвердити застосовність моделі до виконання комп'ютерного аналізу теплогідравлічних процесів під час імітаційного моделювання.

Основні результати розділу опубліковані автором у працях [2, 4–7, 10–18].

РОЗДІЛ 4

РОЗРОБКА МЕТОДУ ВИЗНАЧЕННЯ КРИТЕРІЇВ ПОЧАТКУ ПОШКОДЖЕННЯ АКТИВНОЇ ЗОНИ РУ

4.1 Вибір та обґрунтування методу визначення початку пошкодження активної зони

Ґрунтуючись на розглянутому міжнародному досвіді (п. 1.4), проведеному аналізі феноменології (п. 1.2) та аналізі динаміки розвитку аварійних процесів (розділ 3), можна зробити висновок, що основним параметром для діагностики стану активної зони, з ціллю визначення початку пошкодження, слід вважати температуру на виході з активної зони. Проте, внаслідок залежності температури на виході з активної зони від тиску теплоносія першого контуру, що супроводжує перебіг аварійного процесу, цей параметр характеризується великою девіативністю для усієї множини ВП (Ω). Для зменшення невизначеності діагностики стану активної зони, у цілях аварійного реагування, доцільно обрати додатковий параметр, який можна використовувати як критерій переходу.

Додатковими параметрами, що визначають пошкодження активної зони, можуть бути параметри зміни радіаційних полів у ГО, що виникають внаслідок виходу активності, накопиченої у газовому зазорі ТВЕЛ та у ядерному паливі. Нижче розглянуто три групи аварійних процесів щодо умов виходу активності газового зазору ТВЕЛ та можливості детектування зміни параметрів радіаційного поля у ГО ВВЕР-1000.

1. До першої групи можна віднести аварійні процеси:
 - пов'язані із втратою електропостачання власних потреб та відмовою ДГ без накладання додаткової течії 1-го контуру (множина ВП Ω_1);
 - пов'язані з течією 1-го контуру у ГО (множина ВП Ω_2).

Для цих аварійних подій поширення активності можна діагностувати у ГО.

2. До другої групи можна віднести аварійні події пов'язані з течією 1-го контуру за межі ГО (множина ВП Ω_3).

Для цих аварійних подій поширення активності можна діагностувати у приміщеннях облаштування ГО.

3. До третьої групи можна віднести аварійні події пов'язані з течією 1-го контуру у другий, коли відбувається байпас ГО і викид теплоносія 1-го контуру через ПСП аварійного ПГ в атмосферу (множина ВП Ω_4).

Таким чином, для успішного використання комбінованого параметру, температура на виході з активної зони та потужність дози у ГО, необхідною умовою є досягнення температурного критерію для всіх вихідних подій множин Ω_3 та Ω_4 (з течією теплоносія за межі ГО) для якого критерій по радіаційним параметрам у ГО незастосовний або потребує суттєвих додаткових змін в обробці та представленні інформації оператору РУ.

Виникнення однієї з умов — наявність змін радіаційної обстановки у ГО або обраного значення температури на виході з активної зони — може бути критерієм пошкодження активної зони.

На основі наведеного аналізу, Метод визначення критеріїв початку пошкодження активної зони реакторної установки ВВЕР-1000 за результатами моделювання теплогідравлічних процесів складається з наступних етапів:

1. Збір технічної інформації про РУ необхідної для теплогідравлічного моделювання та розробка комп'ютерної моделі.

Збір технічної інформації про реакторну установку виконується з метою створити вичерпну базу даних (БД), яка включає геометричні, фізичні, експлуатаційні та конструкційні параметри РУ, в об'ємі необхідному для побудови, налаштування та валідації комп'ютерної моделі. Цей етап є фундаментальним, оскільки якість та повнота зібраних даних безпосередньо визначає достовірність усіх подальших розрахунків теплогідравлічних процесів, особливо в умовах аварійних режимів, і дозволяє ідентифікувати критичні для безпеки параметри активної зони. Повнота бази даних визначається на основі інженерного аналізу, обраних підходів до розробки комп'ютерної моделі та попередньо складеного

переліку критичних параметрів, що впливають на результати моделювання у залежності від обраних цілей аналізу. Опис моделі наведено у розділі 2.

2. Аналіз аварійних процедур ІЛА та КУВА.

Аналіз аварійних процедур, зокрема ІЛА та КУВА, спрямований на визначення та формалізацію алгоритмів дій персоналу, які впливають на перебіг аварійного процесу. Метою цього етапу є встановлення критеріїв та граничних умов початку пошкодження активної зони при досягненні яких здійснюється перехід від ІЛА до КУВА. На основі аналізу ІЛА та КУВА складається перелік ВП для теплогідравлічного моделювання. Аналіз ІЛА та КУВА представлений у п. 3.1.

3. Складання переліку ВП та сценаріїв розвитку аварійних процесів для виконання теплогідравлічного аналізу.

Складання переліку ВП для виконання теплогідравлічного аналізу має на меті ідентифікувати та систематизувати всі можливі ВП (наприклад, течія теплоносія, відмова насоса, спрацювання захисту, помилкові дії персоналу, повне знеструмлення), які можуть ініціювати аварійний процес у реакторній установці та впливають на його перебіг. Цей етап є важливим для забезпечення повноти аналізу, оскільки дозволяє сформулювати набір сценаріїв, які охоплюють широкий діапазон параметрів активної зони та різні комбінації роботи систем безпеки, що у кінцевому підсумку дає змогу визначити найбільш консервативні (оминаючі) параметри для оцінки критеріїв початку пошкодження активної зони. Перелік ВП аварійних процесів наведено у додатку Д.

4. Вибір фізичних параметрів, найбільш оптимальних для діагностики стану та визначення початку пошкодження АкЗ.

Вибір фізичних параметрів, найбільш оптимальних для діагностики стану та визначення початку пошкодження активної зони (АкЗ), спрямований на ідентифікацію тих вимірюваних величин (як-от температура на виході з активної зони $T_{АкЗ}^{вих}$, перегрів пари $\Delta T_{нас}$ або ПЕД ГО $DR_{ГО}$), які є найбільш чутливими до змін у стані ЯП та корелюють з критеріями пошкодження АкЗ (максимальна температура оболонки ТВЕЛ $T_{об}^{макс}$, маса цирконію що прореагував M_{Zr} або глибина

її окислення $L_{об}^{васк}$). Цей етап важливий для методу визначення початку пошкодження АкЗ, оскільки від правильності вибору указаних параметрів залежить здатність системи діагностики своєчасно визначити момент, коли стан АкЗ вимагає здійснення переходу від ІЛА до КУВА, з урахуванням обмежень наявних на енергоблоці засобів вимірювання. Вибір параметрів обґрунтовано у пп. 1.6, 1.7, 3.1, 4.3 та 4.4.

5. Виконання розрахункового аналізу. Обробка та аналіз результатів розрахунків. Вибір теплогідравлічного критерію початку пошкодження активної зони.

Обчислювальний експеримент проводиться з використанням розробленої імітаційної комп'ютерної моделі (п. 1 цього списку) та сформованої множини ВП Ω аварійних процесів. Результати обчислювального експерименту містять дані по динаміці зміни теплогідравлічних параметрів, що дозволяють встановити часові характеристики досягнення умов пошкодження АкЗ та відповідні значення вимірюваних параметрів. Обробка та аналіз результатів розрахунків на цьому етапі мають на меті систематизувати отримані дані моделювання теплогідравлічних процесів для виявлення залежностей між вимірюваними параметрами реакторної установки (температура на виході з АкЗ $T_{АкЗ}^{вих}$, тиск P_1^{TH} , параметри часу) та критеріями пошкодження АкЗ. Цей аналіз дозволяє обґрунтувати вибір теплогідравлічного критерію, який визначає початок пошкодження активної зони, забезпечуючи тим самим основу для розробки алгоритму дій персоналу при переході від ІЛА до КУВА. Аналіз та обробка результатів розрахунку (додаток Д) виконана у пп. 4.3 та 4.4.

6. Вибір та обґрунтування додаткового критерію початку пошкодження активної зони (здійснюється на основі аналізу результатів теплогідравлічних розрахунків).

На основі аналізу результатів теплогідравлічних розрахунків, з урахуванням наявних невизначеностей, можливий вибір та обґрунтування додаткового критерію початку пошкодження активної зони. Введення додаткового параметру початку

пошкодження АкЗ компенсує невизначеності, властиві прямим вимірюванням теплотехнічних параметрів та підвищує надійність діагностики початку пошкодження АкЗ. Нижче обґрунтовано використання як додаткового критерію потужності дози у ГО $DR_{го}$, наведено у п. 4.4.

7. Формування критерію або логічної комбінації критеріїв початку пошкодження активної зони.

Формування критерію або логічної комбінації критеріїв початку пошкодження активної зони є завершальним етапом методу визначення початку пошкодження АкЗ, який полягає у створенні чіткого, однозначного та фізично обґрунтованого правила прийняття рішення. Цей інтегральний критерій, побудований на основі системного аналізу теплогідрравлічних та радіаційних параметрів, враховує динаміку аварійного процесу та часову ефективність застосування протиаварійних алгоритмів, що дозволяє персоналу з високою достовірністю визначити момент початку пошкодження АкЗ та перейти від ІЛА до КУВА. Теплогідрравлічний та радіаційний критерій, обрані в якості основного та додаткового параметрів визначення початку пошкодження АкЗ, виконано у пп. 4.3 та 4.4. Комбінований критерій наведено у п. 4.6.

Логічна блок схема обробки результатів обчислювального експерименту з метою визначення критерію початку пошкодження активної зони представлено на рис. 4.1. Процес обробки результатів теплогідрравлічних та радіаційних розрахунків полягає у визначенні значень обраних параметрів ($T_{АкЗ}^{вих}$ та $DR_{го}$) та встановлення взаємозв'язку з досягненням критеріїв пошкодження активної зони ($L_{об}^{макс}$, M_{Zr} , $T_{об}^{макс}$, $T_{об}^{сп}$). З урахуванням різного часу досягнення граничних умов, для сукупностей ВП ($\Omega \subset [\Omega_1, \Omega_2, \Omega_3, \Omega_4]$) необхідно проаналізувати максимальне запізнення / випередження часу досягнення умови пошкодження активної зони ($t_{Об.сп}^{1200C}$, $t_{Об.макс}^{1200C}$) та обраного значення температури на виході з активної зони ($t_{Вих}^{450C}$, $t_{Вих}^{500C}$, $t_{Вих}^{600C}$, $t_{Вих}^{700C}$) за критерієм часу. Окремо розраховується параметр по потужності дози у ГО та формується комбінований параметр початку пошкодження АкЗ.

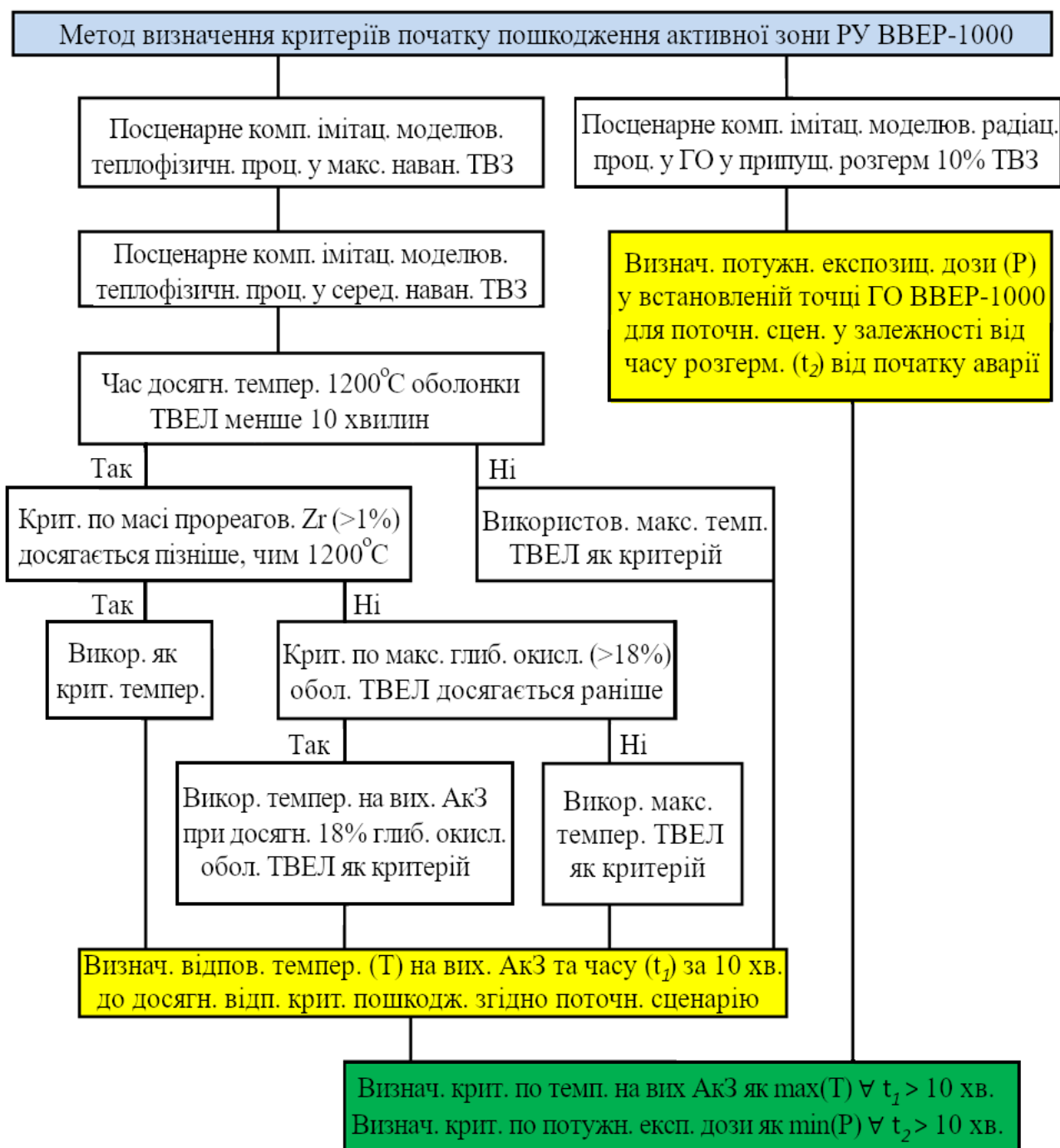


Рисунок 4.1 — Метод проведення обчислювального експерименту для розробки багатопараметричного критерію пошкодження активної зони РУ ВВЕР-1000

Результатом застосування методу визначення багатопараметричного критерію пошкодження активної зони реакторної установки типу ВВЕР-1000, наведеного на рис 4.1, будуть науково обґрунтовані менш консервативні порогові значення температури на виході активної зони та потужності експозиційної дози.

Слід додатково зазначити, що показник потужності експозиційної дози у ГО РУ типу ВВЕР-1000 раніше не використовувався для ідентифікації початку пошкодження активної зони РУ внаслідок відсутності науково обґрунтованого порогового значення для прийняття рішень.

Сумісне застосування показників різної фізичної природи покращить надійність ідентифікації початку пошкодження активної зони РУ.

Можливим є подальше зменшення рівня консервативності пропонованих показників шляхом проведення більш деталізованих розрахунків максимально наближених до реальних процесів з використанням більш складних моделей, що може бути предметом подальших досліджень.

4.2 Вибір штатної системи вимірювання радіаційних параметрів

Для діагностики початку пошкодження активної зони реакторної установки потенційно можливо використовувати різні процеси виходу радіонуклідів із пошкоджених ТВЕЛів, які суттєво впливають на зміну полів іонізуючого випромінювання в ГО ВВЕР-1000. Головним критерієм у даному випадку є можливість максимально ранньої ідентифікації події пошкодження активної зони. Крім того, потрібна наявність штатних засобів вимірювання відповідних параметрів радіаційного поля в ГО ВВЕР-1000, які мають бути активними в умовах аварій та пристосовані по діапазону вимірювань характерному для умов аварій. Проведемо аналіз характеристик наявних штатних приладів контролю радіаційного стану ГО з цієї точки зору.

Контроль за радіаційним станом у ГО здійснюється за наступними параметрами:

- потужності експозиційної дози (діапазон від 10 мкР/год — 1000 Р/год);
- об'ємної активності інертних радіоактивних газів (ОА ІРГ);
- об'ємної активності ізотопів йоду;

- об'ємної активності аерозолів.

Контроль потужності дози гамма-випромінювання у ГО здійснюється за допомогою блоків детектування БДМГ-42, БДМГ-41-02. Потужність дози гамма-випромінювання у ГО контролюється, як каналами централізованої системи контролю радіаційної обстановки, так і каналами автономних систем радіаційного контролю (2, 3 системи безпеки).

Контроль активності ІРГ та аерозолів здійснюється за допомогою пристроїв УДГБ-08, БДАБ-05.

Згідно з проектом ВВЕР-1000, загальна структура дистанційних каналів безперервного контролю радіаційних параметрів включає:

1. Канали вимірювання ПЕД гамма-випромінювання включають такі елементи:

- блоки та пристрої детектування, які змонтовані за під куполом та розподілені по ГО;
- світлозвукові блоки інформації, які розташовані у безпосередній близькості до блоків детектування.

2. Канали вимірювання об'ємної активності ІРГ включають такі елементи: пристрої детектування УДГБ-08, УДГБ-08-02, УДГБ-05-01, які розміщені у приміщеннях реакторного відділення

3. Канали вимірювання об'ємної активності аерозолів і ізотопів йоду, радіометрами РКС2-02 «Калина» включають такі елементи:

- блоки детектування БДАБ-05, БДАБ-06, БД РКС2-02, які відповідно до вимог метрологічних стандартів встановлені поблизу контрольованої системи для зменшення втрат аерозольних частинок шляхом транспортування до блоків детектування;
- запірну арматуру, ротаметри, а для БДАБ-06 та йодного БД радіометра РКС2-02 — фільтроутримувачем для відсікання аерозольної фракції від йодної.

Працездатність блоків детектування гамма-випромінювання, встановлених у ГО, зберігається при наступних параметрах навколишнього середовища:

- БДМГ-42 — за температури до $+80^{\circ}\text{C}$;

- БДМГ-41-02 — при температурі до $+150^{\circ}\text{C}$ та тиску до 5 кгс/см^2 за наявності охолоджувальної води у захисному корпусі протягом 2 годин.

В умовах максимальної проєктної аварії (МПА) канали з БДМГ-42 стають непрацездатними та контроль за потужністю дози гамма-випромінювання у ГО здійснюватиметься лише за допомогою блоків детектування БДМГ-41-02 та БДРГ-47Р, що обумовлює вибір ПЕД у ГО у якості додаткового параметру ідентифікації пошкодження активної зони.

4.3 Вибір та обґрунтування порогових значень умов початку пошкодження активної зони по теплогідравлічному параметру

Для визначення критерію переходу з ІЛА до КУВА була розглянута множина ВП аварійних процесів, що впливають на основні параметри — температуру та перегрів в активній зоні $\Omega \subset [\Omega_1, \Omega_2, \Omega_3, \Omega_4]$. Для кожного аварійного процесу виконано моделювання за допомогою моделі RELAP5. Результати чисельного аналізу наведено у Додатку Д.

Результати моделювання та розрахунку показали, що порушення критерію прийнятності за температурою оболонок ТВЕЛ $T_{об}^{макс} = 1200^{\circ}\text{C}$, можливе при показаннях температури на виході з ТВЗ у діапазоні $T_{АкЗ}^{max} \subset [113 \div 1150]^{\circ}\text{C}$, а також те, що мінімальний перегрів теплоносія, при якому температура оболонок ТВЕЛ зростає більше $T_{об}^{макс} \geq 1200^{\circ}\text{C}$, досягається для течії 1-го контуру еквівалентним діаметром $2 \times 850 \text{ мм}$ (множина ВП Ω_2) і становить 29°C для стану РУ «робота на потужності», новим значенням першого з двох умов переходу з ІЛА є перегрів на виході з активної зони понад 30°C .

Найбільший вплив на температуру теплоносія на виході з активної зони T_1^{TH} , яка визначається рівнем та розподілом залишкових енерговиділень та тиском теплоносія першого контуру P_1^{TH} , має умовний діаметр течії D_y . Найвищі

температури досягаються для вихідних подій без витоку теплоносія (множина ВП Ω_1), а найнижчі — при максимальній проєктній аварії (множина ВП Ω_2). Тому подія МПА може бути вибрана як представницька подія із множини ВП пов'язаних з течами першого контуру, яка визначає граничне мінімальне значення температури на виході з АкЗ. При цьому можливе пошкодження палива, пояснюється найбільшою швидкістю перехідного процесу та мінімальним тиском у першому контурі.

Оскільки діапазон зміни температури на виході з активної зони складає $T_{АкЗ}^{вих} \subset [113 \div 1150] \text{ } ^\circ\text{C}$, то для врахування значень температур та взаємозв'язку з параметрами, що характеризують пошкодження АкЗ, була виконана серія розрахунків ВП, для $\Omega = 94$ розрахункових сценаріїв. Для кожного з розрахункових сценаріїв були визначені: характерний час ($t_{Вих}^{450 \text{ } ^\circ\text{C}}, t_{Вих}^{500 \text{ } ^\circ\text{C}}, t_{Вих}^{600 \text{ } ^\circ\text{C}}, t_{Вих}^{650 \text{ } ^\circ\text{C}}, t_{Вих}^{700 \text{ } ^\circ\text{C}}$) досягнення граничних значень температури оболонки ТВЕЛ ($t_{Об.ср}^{1200 \text{ } ^\circ\text{C}}, t_{Об.макс}^{1200 \text{ } ^\circ\text{C}}$), температур на виході з активної зони ($T_{об}^{макс}, T_{об}^{ср}$), перегріву теплоносія ($\Delta T_{нас}$), маси цирконію що прореагував (M_{Zr}) та глибини окислення оболонок ТВЕЛ ($L_{об}^{бакс}$), додаток Д.

З урахуванням великої кількості можливих ВП та відповідної зміни параметрів активної зони, теплотехнічний критерій теплоносія доповнено додатковим, не теплотехнічним критерієм, що характеризують початок пошкодження активної зони. Додатковим критерієм [12], обрано потужність дози у ГО, що формується внаслідок початку пошкодження оболонок ТВЕЛ і виходу активності.

Слід зазначити, що критерій перегріву теплоносія на виході з активної зони $\Delta T_{нас}$, незважаючи на найбільшу актуальність з точки зору визначення початку пошкодження АкЗ, не є прямо детектованим на робочих місцях операторів БЦУ таким чином температурний критерій є більш застосовним.

Для обґрунтування температурного критерію $T_{АкЗ}^{вих}$ також було проведено розрахунки показань термопар (пп. 2.9, 2.10) розміщених у максимально — та середньо навантажених ТВЗ, без урахування термічного опору центральної трубки ТВЗ. Результати розрахунку наведені у табл. 4.1 та табл. 4.2.

Таблиця 4.1 — Температура теплоносія за показанням термопар, що моделюють простір «середньої» ТВЗ при досягненні температури оболонки ТВЕЛ 1200 °С

Діаметр течі, мм	Тип розподілу поля енерговиділення	Час до досягн. темпер. оболонки ТВЕЛ 1200 °С, с	Температура теплоносія за показанням термопар у 10 аксіальних шарах, що моделюють простір ТВЗ, при досягненні температури оболонки ТВЕЛ 1200 °С, °С										
			1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	
279	верхнє	1196	117	121	167	225	281	337	402	470	505	450	
	симетричне	1175	114	115	150	239	349	438	482	487	439	350	
	нижнє	1206	109	130	199	262	309	349	392	452	505	457	
350	верхнє	991	108	115	144	198	254	304	370	444	486	448	
	симетричне	979	104	112	139	211	302	394	439	450	413	336	
	нижнє	983	104	121	174	238	295	335	377	433	483	439	
МПА	верхнє	263	151	290	318	277	258	256	281	357	302	187	
	симетричне	226	110	114	185	206	235	281	266	197	131	107	
	нижнє	282	120	134	217	290	290	286	282	311	315	152	
Без течі	верхнє	15535	684	748	798	841	881	948	1000	1051	1109	1150	
	симетричне	15350	658	701	752	806	895	957	1044	1099	1133	1150	
	нижнє	15552	681	747	798	850	900	950	1001	1058	1118	1150	

Розрахунки виконані для «середньої» ТВЗ (ТВЗ з енерговиділенням рівним середньому по АкЗ) та «гарячої» ТВЗ (ТВЗ з максимальним енерговиділенням по АкЗ). Модель ТВЗ по висоті розбита на 10 аксіальних об'ємів починаючи з входу

до АкЗ, для кожного з яких, у табл. 4.1 та табл. 4.2, показані температури теплоносія при досягненні температури оболонки ТВЕЛ 1200 °С.

Таблиця 4.2 — Температура теплоносія за показанням термопар, що моделюють простір «гарячої» ТВЗ при досягненні температури оболонки ТВЕЛ 1200 °С

Діа-метр течі, мм	Тип розподілу поля енергови- ділення	Час до досягн. темпер. обол. ТВЕЛ 1200 °С, с	Температура теплоносія за показанням термопар у 10 аксіальних шарах, що моделюють простір ТВЗ, при досягненні температури оболонки ТВЕЛ 1200°С, °С									
			1	2	3	4	5	6	7	8	9	10
279	верхнє	1196	117	117	174	257	342	422	513	610	677	565
	симетр.	1175	114	114	146	272	415	538	617	613	541	411
	нижнє	1206	109	124	216	310	384	440	499	580	675	570
350	верхнє	991	107	107	146	219	297	378	475	579	640	546
	симетр.	979	104	106	137	232	380	522	597	588	518	386
	нижнє	983	104	116	182	272	342	409	466	549	637	539
МПА	верхнє	263	188	393	436	410	402	413	457	453	365	221
	симетр.	226	108	166	247	336	378	347	253	196	131	108
	нижнє	282	184	354	429	410	393	353	339	396	330	159
Без течі	верхнє	15535	697	748	798	848	898	950	1003	1073	1131	1165
	симетр.	15350	661	709	758	814	898	974	1050	1005	1150	1169
	нижнє	15552	698	749	801	853	911	960	1014	1068	1126	1165

Результати розрахункового аналізу показали (табл. 4.1 та табл. 4.2), що для

МПА, при досягненні умов пошкодження АкЗ, навіть максимальна температура теплоносія в активній зоні, яка заздалегідь більша за середню температуру на виході з активної зони, може не досягати навіть 400 °С, і накладатися на температурний діапазон характерний для нормальної експлуатації.

У процесі розвитку аварії відбувається зростання температури пари на виході з активної зони, при цьому не можна стверджувати, що до моменту досягнення кроку ІЛА в якому проводиться перевірка умови переходу до КУВА, буде досягнуто критерію навіть $T_{АкЗ}^{max}=450$ °С. Таким чином, для великих течій доцільно використовувати додатковий критерій за потужністю дози у ГО, який досягається раніше підвищення температури на виході з активної зони понад 450 °С та дозволить уникнути занадто пізнього входу до КУВА.

Також слід зазначити, що моделювання активної зони у коді RELAP5 виконується не деталізовано, а функціонально з виділенням середньо навантаженої та максимально навантаженої ТВЗ. При цьому при врахуванні реального розташування термопар показання температур залежатимуть від розподілу енерговиділення по активній зоні відносно них. Якщо під зоною розміщення термопар будуть ТВЗ з коефіцієнтом нерівномірності енерговиділення (K_q) більшим або меншим 1, то і значення температур, що реєструються, будуть відрізнятися у більшу або меншу сторону.

В умовах досягнення критерію переходу, що характеризуються низькою витратою (Q) та густиною пари (ρ_{TH}) — конвективний теплообмін на виході з активної зони буде превалювати над контактним теплообміном від пари до матеріалу термопар, що значно нівелює вплив реального розташування термопар і підтверджує прийнятність використання реєстрованої температури на виході із середньо навантаженої ТВЗ.

Таким чином, максимально досяжна реєстрована температура в активній зоні, що відповідає початку ВА при МПА і інших «великих» течіях, може бути значно менше 450 °С і навіть не перевищувати температуру, що відповідає нормальній експлуатації (при умові великої течії тиск знижується $T_{АкЗ}^{max} \leq 350$ °С).

Для аналізу залежності параметрів, що визначають початок пошкодження

активної зони, від показників температури на виході з активної зони було проведено низку розрахункових сценаріїв з сукупності Ω (Додаток Д). По результатам аналізу було визначено час досягнення граничних значень температури на виході з активної зони $T_{АкЗ}^{max}$ та відповідні показники максимальної $T_{об}^{max}$ / середньої $T_{об}^{cp}$ температури оболонки ТВЕЛ, маси цирконію що прореагував та максимальна глибина окислення оболонки ТВЕЛ. Результати розрахунків представлено у Додатку Д.

Грунтуючись на результатах виконаних розрахунків можна дійти висновку, що з аварій без течі теплоносія і з малою течією теплоносія, умови пошкодження активної зони, за критерієм досягнення температури оболонки ТВЕЛ $T_{об}^{max} = 1200$ °С, досягається не більше ніж на 15 хвилин пізніше досягнення температури на виході $T_{АкЗ}^{max} = 700$ °С. Для даних аварій (множина ВП $\Omega 1$ та $\Omega 2$) температура на виході з активної зони дорівнює 700 °С, відповідає досягненню умов виникнення пароцирконієвої реакції. Для середніх течій (множина ВП $\Omega 2$), критерій досягнення температури на виході з активної зони 700 °С відповідає часу досягнення уставки початку пошкодження активної зони (температура оболонки ТВЕЛ $T_{об}^{max} = 1200$ °С) з точністю не більше 15 хвилин. Для великих теч, критерій за температурою на виході з активної зони більше $T_{АкЗ}^{max} = 700$ °С досягається зі значним запізненням по відношенню до критерію початку пошкодження активної зони ($L_{об}^{max}$, M_{Zr} , $T_{об}^{max}$, $T_{об}^{cp}$), у даному випадку перехід у КУВА має бути здійснений за альтернативним критерієм — потужність дози у ГО. Для аварій пов'язаних із течією з першого контуру у другій (множина ВП $\Omega 3$) та течією за межі ГО (множина ВП $\Omega 4$) — критерій за температурою на виході з активної зони понад $T_{АкЗ}^{max} = 700$ °С досягається і застосування додаткових параметрів для теч за межі ГО не потрібно.

Також для сценаріїв «Теча з першого контуру до другого еквівалентним діаметром 100 мм (відкрив кришки холодного колектору) з повним знеструмленням енергоблоку» ($\Omega 3$) та «МПА» ($\Omega 2$) було виконано порівняльні розрахунки без урахування консервативного підвищення рівня залишкових енерговиділень на 10%. При порівнянні результатів розрахунків сценарію «Теч з першого контуру до

другого еквівалентним діаметром 100 мм (відрив кришки холодного колектору) з повним знеструмленням енергоблоку» з / без урахування консервативності залишкового енерговиділення видно, що:

- різниця у часі досягнення температури оболонок ТВЕЛ середньої / максимальної касети 1200 °С становить близько 12% (абсолютна величина відрізняється для сукупності ВП Ω);

- різниця між часом досягнення температур 450 °С, 500 °С, 600 °С, 650 °С та 700 °С на виході з АкЗ становить приблизно 7% (абсолютна величина відрізняється для сукупності ВП Ω).

При порівнянні результатів розрахунків сценарію «МПА» з/без урахування консервативності залишкового енерговиділення видно, що різниця у часі досягнення температури оболонок ТВЕЛ середньої $T_{об}^{cp}$ та максимальної $T_{об}^{max}$ ТВЗ 1200 °С становить 17% та 20% відповідно;

Виходячи з цього, можна зробити висновок, що зменшення консервативності залишкового енерговиділення на 10% не впливає значною мірою на час досягнення максимальної температури оболонки ТВЕЛ 1200 °С і температур 450 °С, 500 °С, 600 °С, 650 °С, 700 °С виході з активної зони та може не враховуватися для всієї множини ВП Ω.

Обраний критерій $T_{АкЗ}^{crit} = 700$ °С задовольняє таким умовам, що підтверджують достовірність та ефективність переходу у КУВА:

- критерій досягається на ранній стадії важкої аварії для вихідної події ΩЗ з течією з 1-го контуру у 2-й (згідно з результатами розрахунків температура оболонок ТВЕЛ 1200 °С досягається для середньої і максимально навантаженої ТВЗ при температурі на виході з активної зони 729 °С і 677 °С), при яких фактору потужності дози у ГО не працює внаслідок бай пасування — використовується тільки критерій по температурі на виході з АкЗ;

- для аварій із щільним першим контуром при досягненні критерію частка цирконію, що прореагував в оболонці ТВЕЛ, перевищує $M_{Zr} > 1\%$, тобто виконується критерій важкого пошкодження палива;

- перехід до КУВА відбувається при розвиненій пароцирконієвої реакції,

температура оболонок ТВЕЛ за будь-яких режимах перевищує $T_{об}^{макс} \geq 800^{\circ}\text{C}$;

- критерій близький до температурного критерію, обраного Westinghouse (на АЕС "Козлодуй" як перехід до КУВА встановлена температура теплоносія на виході з активної зони 650°C) [66–68];

- для консервативного сценарію аварії із щільним першим контуром, для якого спостерігається найбільша температура на виході з активної зони, що відповідає температурі оболонки ТВЕЛ $T_{об}^{макс} = 1200^{\circ}\text{C}$, запас часу від досягнення обраного температурного критерію до досягнення температури оболонок ТВЕЛ $T_{об}^{макс} = 1200^{\circ}\text{C}$ становить близько 15 хвилин;

- запропонований температурний критерій досягається при практично повному оголенні активної зони та рівні у реакторі менше $H_{АкЗ} < 1,5$ м;

- для аварій із щільним першим контуром (множина ВП $\Omega 1$) критерій переходу досягається через понад 2,5 години після повного знеструмлення, що достатньо для багаторазового виконання дій щодо відновлення функцій безпеки згідно ІЛА;

- для аварій з великими течами першого контуру (множина ВП $\Omega 2$), відповідно до результатів аналізу важких аварій, критерій досягається через більш ніж 30 хвилин після досягнення температури оболонки ТВЕЛ 1200°C , проте є запас часу 30 хвилин для ефективного відновлення охолодження активної зони, при цьому слід зазначити, що у даному випадку перехід до КУВА буде виконаний значно раніше у зв'язку з досягненням умов переходу по радіаційному фактору;

- відповідно до результатів розрахункового аналізу (Додаток Д), при досягненні температурного критерію із щільним першим контуром (без течі), для організації ефективного охолодження активної зони, ІЛА передбачає дії щодо зниження тиску першого контуру P_1^{TH} , що не суперечать пріоритетним діям по КУВА.

Світовий досвід визначення критерію входу у КУВА за температурою теплоносія на виході з активної зони представлений на рис. 1.2. Критерій встановлений Вестінгауз — 650°C , найбільш близький до обраного критерію

700 °C, що відповідає міжнародному досвіду.

Визначена необхідність застосування додаткового параметра за радіаційним фактором обґрунтовується не лише низькою температурою на виході з активної зони (АкЗ) для аварій з великою течією теплоносія, але й тривалим часом після досягнення максимальної проєктної межі пошкодження ТВЕЛ (АкЗ). Для аналізу можливості досягнення температурного критерію переходу з ІЛА у КУВА протягом часу, необхідного оперативному персоналу для виконання дій з ІЛА до моменту діагностування параметрів входу у КУВА, проаналізовані результати розрахунків окремих сценаріїв виконаних за допомогою коду MELCOR. Розрахунки у [66, 94, 104] «Теча першого контуру Ду2х850 мм з знеструмленням з відновленням роботи спринклерної системи після початку плавлення активної зони» показують значну затримку між температурами, що фіксуються на виході з активної зони і температурою оболонок ТВЕЛ. Це пояснюється низьким тиском першого контуру при МПА і низькою густиною середовища в активній зоні після зниження рівня нижче рівня енерговиділяючої частини ТВЗ. Оскільки у розрахунковій моделі MELCOR не моделюються термопари на виході з активної зони для аналізу можливості досягнення температурного критерію переходу у КУВА проведено аналіз зміни температури нижнього блоку захисних труб. Відповідно до хронології сценарію проєктні межа пошкодження оболонок ТВЕЛ досягається на $t_{Об, макс}^{1200\text{ }^{\circ}\text{C}} = 224\text{ с}$, а температура на виході з активної зони $T_{АкЗ}^{max} = 700\text{ }^{\circ}\text{C}$ на 1620 с (на 23 хвилини пізніше). Результати розрахунку, показують що відновлення підживлення першого контуру на 4000 с дозволяє ефективно відновити охолодження розплавлених фрагментів активної зони. Таким чином, можна зробити висновок про достатність запасу часу для дій оператора для відновлення охолодження активної зони.

Температурний критерій $T_{АкЗ}^{max}$ не може бути точною характеристикою початку пошкодження активної зони для усієї сукупності ВП Ω і бажано застосування додаткового критерію. Найбільш достовірним є критерій потужності дози у ГО $DR_{ГО}$, так як вихід активності є прямим наслідком пошкодження активної зони.

Крім того, комбінація даних параметрів, температури на виході з АкЗ $T_{АкЗ}^{вих}$ та потужності дози у ГО $DR_{ГО}$, що мають різну фізичну природу, підвищує надійність діагностики стану активної зони ($T_{АкЗ}^{вих} > 700$ °C аж $DR_{ГО} > 300$ Р/год).

У цьому розділі наведено короткий аналіз лише одного сценарію КУВА «Теча першого контуру Ду2х850 мм з знеструмленням з відновленням роботи спринклерної системи після початку плавлення активної зони», оскільки очевидно, що для течій меншого діаметра, критерій початку пошкодження АкЗ буде досягатися пізніше, збільшуючи запас часу для дій оператора. При цьому слід зазначити, що досягнення температурного критерію $T_{АкЗ}^{вих}$ відбувається на 27 хвилині перехідного процесу і може статися, що оператор пройде крок ІЛА з перевіркою критерію переходу раніше досягнення параметра, що може вимагати ще одного кола виконання інструкції та значного збільшення часу переходу у КУВА. Це ще один аргумент необхідності використання додаткового параметра по радіаційному фактору підвищення надійності переходу у КУВА.

4.4 Обґрунтування методу визначення критерію входу у КУВА за радіаційним фактором

Оскільки розвиток ЗПА, залежно від вихідної події та відмов обладнання, відбувається у діапазоні від тиску у ГО (при МПА) до тиску, що визначається роботою ІЗП КТ в умовах знеструмлення, то обрана уставка температури $T_{АкЗ}^{вих} > 700$ °C на виході із АкЗ не може бути достовірним критерієм початку пошкодження палива.

У процесі розвитку важкої аварії відбувається послідовне порушення цілісності оболонок ТВЕЛ та паливної матриці. При цьому порушення цілісності відбувається, у залежності від рівня залишкового енерговиділення, неодноразово для всієї активної зони а послідовно. Можна визначити потужність дози у

приміщеннях ГО $DR_{ГО}$, яка відповідає початку пошкодження активної зони.

При визначенні радіаційного критерію переходу з ІЛА у КУВА необхідно враховувати особливість протікання різних типів аварій, що впливають на величину та точки контролю радіаційного параметра:

1. Аварії без течії першого контуру або з течією до приміщень ГО — $\Omega 1$.
2. Аварії з течією з першого контуру до другого — $\Omega 2$.
3. Аварії з течією за межі ГО — $\Omega 3 + \Omega 4$.

Для визначення критерію початку пошкодження активної зони, необхідно визначити точки контролю потужності дози та значення потужності дози у місцях розташування датчиків. Для аварій без течії теплоносія ($\Omega 1$) або з течією теплоносія у ГО ($\Omega 2$), точка вимірювання потужності дози — центральний зал та приміщення ГО, де накопичуватимуться радіонукліди з газового зазору та палива, які мають велику температуру порівняно з температурою у ГО.

Важливо, щоб обрана уставка за потужністю дози $DR_{ГО}$ не перекривалася потужністю дози у приміщенні ГО у разі виникнення проєктної аварії (ПА). Активність викиду у ГО у разі виникнення представницьких ПА наведено у табл. 4.3.

Слід зазначити, що при аналізі МПА, консервативно передбачається викид активності всього газового зазору ТВЕЛ. Результати аналізу МПА при виконанні періодичного звіту з аналізу безпеки, показують відсутність перевищення $1200\text{ }^{\circ}\text{C}$ у будь-якій точці оболонок та не перевищення межі безпечної експлуатації, що вказує на відсутність ризиків для порушення цілісності оболонок ТВЕЛ. Це надконсервативне припущення, оскільки за результатами моделювання проведеного ОКБ Гідропрес, при короткочасному оголенні активної зони у початковий момент МПА, теоретично можливе розуцільнення оболонок ТВЕЛ, внаслідок різкої зміни тиску і температури, становитиме не більше 10% [90, 106].

На основі аналізу виконаного комп'ютерного моделювання теплогидравлічних процесів, а також аналізу алгоритмів керування запроєктною аварією згідно ІЛА та КУВА були визначені загальні підходи до виконання моделювання згідно з якими була модернізовано розрахункову модель РУ

ВВЕР-1000.

Оскільки реакторна установка має значну кількість основних експлуатаційних станів та широкий перелік вихідних подій ЗПА було реалізовано, додаткове моделювання та верифікація окремих елементів базової розрахункової моделі яка полягала у детальному моделюванні термопар та теплових структур, що визначають застосовність розрахункової моделі при імітаційному моделюванні умов низького тиску, низької густини теплоносія та високих температур.

Таблиця 4.3 — Активність викиду у ГО у разі виникнення ПА [105]

Аварія	Викид у ГО, Бк
Аналіз вихідних подій при поводженні зі свіжим та відпрацьованим паливом	
Розрив трубопроводу системи охолодження басейну витримки ядерного палива (БВ)	Надходження активності у ГО $2,37\text{E}+13$ Бк
Падіння касети відпрацьованого палива у реактор на активну зону або на головки касет у БВ	Сумарна активність, що надійшла у ГО становить $2,66\text{E}+14$ Бк
Падіння гідрозатвору у БВ	Сумарна активність, що надійшла у ГО становить $2,36\text{E}+14$ Бк
Оцінка радіаційних наслідків проєктних аварій	
Аналіз радіаційних наслідків для МПА	Сумарна активність, що надійшла у ГО складе не більше $2,24\text{E}+17$ Бк. У даному випадку, консервативно передбачається надходження до ГО всієї активності теплоносія та газового зазору.

Детальне моделювання термопар та теплових структур (пп. 2.9, 2.10) дозволило врахувати теплову інерцію термопар та реальне розташування термопар в активній зоні. Застосовність моделі була підтверджена проведеною валідацією за результатами реального інциденту на АЕС з ВВЕР-1000.

Після розробки імітаційної теплогідравлічної моделі виконано реальний аналіз динаміки розвитку аварійних процесів який показав значну девіативність зміни основних вимірюваних параметрів які було обрано як критерій для алгоритму визначення переходу від ІЛА до КУВА. Оскільки критерії пошкодження активної зони, визначені у нормативній документації, не є прямо вимірюваними датчиками інформаційно-обчислювальної системи АЕС, з урахуванням складності та нерівномірності процесів в активній зоні, для визначення початку пошкодження АкЗ, ґрунтуючись на міжнародному досвіді та попередніх розробках, було обрано температуру на виході з активної зони та потужність дози у ГО. Зв'язок обраних параметрів, температури на виході з активної зони та потужності дози у ГО, з критеріями пошкодження активної зони не дозволяв визначити прямий взаємозв'язок. Для вирішення цієї задачі було сформовано та проведено набір розрахункових сценаріїв та виконано відповідні розрахунки для визначення взаємозалежностей між критеріями пошкодження АкЗ та вимірюваними параметрами (Р,Т). Результати виконаних розрахунків стали основою для розробки алгоритму аналізу та інтерпретації результатів з урахуванням граничних умов, що накладають часові характеристики ефективності застосування алгоритмів протиаварійних стратегій. Обробка результатів розрахунків (додаток Д), дозволила знайти найбільш оптимальне значення параметрів початку пошкодження активної зони, що забезпечують ефективне застосування алгоритмів протиаварійних інструкцій та виключаючи помилковий вхід до КУВА.

Ґрунтуючись на результатах розрахунків були проведена алгоритмічна обробка результатів на основі сформованого переліку граничних умов та критеріїв, які показали оптимальні значення параметрів переходу. Доповнення теплофізичного параметру радіаційним, дозволить підвищити надійність критерію переходу за рахунок використання комбінованого параметра різної фізичної природи.

4.4.1 Розрахунок радіаційного фактору по потужності дози у ГО

У даному розділі проводяться розрахунок потужності дози ГО, що відповідає початку пошкодження палива. Як зазначалося вище, при виникненні та подальшому розвитку ВА, відбувається послідовне пошкодження оболонок ТВЕЛ та пошкодження паливної матриці. Таким чином, для даного класу аварій спочатку у приміщення ГО надходить активність газового зазору, а потім активність палива. При цьому для аварій із щільним першим контуром надходження активності у ГО відбувається через ІЗП КТ. Активність у паливі, газовому отворі та теплоносії працюючого реактора наведена у табл. 4.4.

4.4.2 Опис розрахункової моделі центральної зали ГО

Розрахунки, результати яких представлені у цьому розділі, виконані з використанням розрахункового коду MICROSHILD. Результати валідації розрахункового коду наведено у Додаток Г.

Креслення центральної зали ГО представлені на рис. 4.3. Точки розрахунку потужності дози також представлені на рис. 4.2.

Модель побудована на основі геометричних даних ГО з використанням законів подібності, що забезпечує подібність за такими параметрами як геометричні розміри (об'єм та габаритні розміри центрального залу ГО), що дозволяє отримати досяжну точність розрахунку з урахуванням існуючих невизначеностей, таких як параметри ГО та шляхи поширення радіоактивних речовин.

Розрахунок концентрації радіонуклідів у ГО виконувався для всього об'єму ГО, а розрахунок потужності дози лише центрального залу, оскільки нижні позначки є екранованими товстостінними залізобетонними конструкціями, і

активність радіоактивних речовин розташованих за ними не вплине на показання засобів вимірювання потужності дози у центральному залі ГО. Це припущення є консервативним для даного аналізу та дозволяє уникнути раннього входу до КУВА.

Таблиця 4.4 — Сумарна активність продуктів поділу у Паливі, газовому зазорі та теплоносії [105]

Ізотоп	Активність, Бк		
	Паливна матриця	Газовий зазор	Теплоносії
на момент завершення компанії реактора			
Σ	5,73E+19	1,87E+17	2,24E+14
На 13 добу після зупинки			
Σ	1,43E+19	1,07E+17	1,01E+13
На 30 добу після зупинки			
Σ	1,04E+19	8,37E+16	2,09E+12
На 30 добу з урахуванням перевантаження палива (вивантаження ВТВЗ 4-го року експлуатації)			
Σ		5,75E+16	
На 61 добу з урахуванням перевантаження палива (вивантаження ВТВЗ 4-го року експлуатації)			
Σ		4,26E+16	

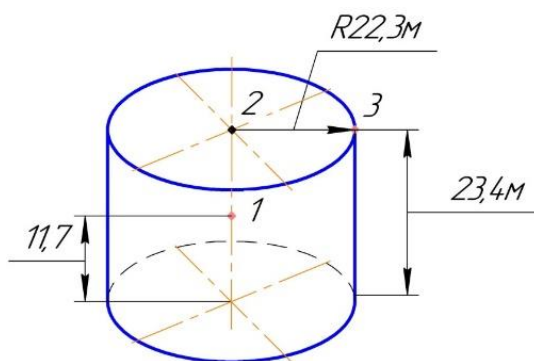


Рисунок 4.2 — Розрахункова модель для розрахунку потужності дози у приміщенні ГО

Розрахунок проводився у трьох точках, які дозволяють визначити діапазон зміни параметрів за радіаційним фактором від максимального значення у точці 1 до мінімального значення у точці 3 та відповідають фактичному розміщенню датчиків вимірювання потужності дози. При рівномірному розподілі активності потужність дози у нижній частині центрального залу ГО (ГА701) дорівнюватиме значенням у точках 2 і 3 і навіть більше з урахуванням осадження і накопичення радіоактивних ізотопів на поверхні.

Виходячи з особливостей розрахункової програми MICROSHILD [120], розрахунки в якій ґрунтуються на коефіцієнтах поглинання та розсіювання, отриманих на лабораторних установках, на коректності виконання розрахунків впливають лише геометрія моделі та її відповідність реальним розмірам приміщень, інформація за якими наведена у тексті звіту. При дотриманні геометричної подібності моделі, розподілу радіонуклідів та їх величини за обсягами та властивостями матеріалів відсутні інші змінні параметри, які можуть впливати на точність моделювання. Таким чином верифікація моделі (відповідність геометричних розмірів, активність викиду та розподіл активності за обсягами (у розрахунках, на основі попередніх коментарів експертизи, прийнято припущення про концентрацію радіоізотопів ІРГ у центральному залі ГО та рівномірному розподілі радіонуклідів по всьому приміщенню ГО)) достатня для підтвердження достовірності розрахунків.

Передбачалося, що активність поширюється по всьому об'єму ГО, але оскільки активність на нижніх позначках екранується масивними залізобетонними конструкціями, для розрахунку розглядалася модель центральної зали з концентрацією радіонуклідів, що відповідає рівномірному розподілу по всьому об'єму ГО [65].

Результати розрахунку потужності поглиненої дози при виході ГЗ ТВЕЛ представлені у табл. 4.5.

Із результатів розрахунків видно, що залежно від стану РУ, потужність дози, що реєструється у центральній залі ГО (внаслідок розущільнення 100% оболонок ТВЕЛ), змінюється у межах від 3240 до 63,3 Р/год. При цьому ВА може виникнути

у будь-який момент паливної компанії, від моменту пуску після зупинки до кінця кампанії.

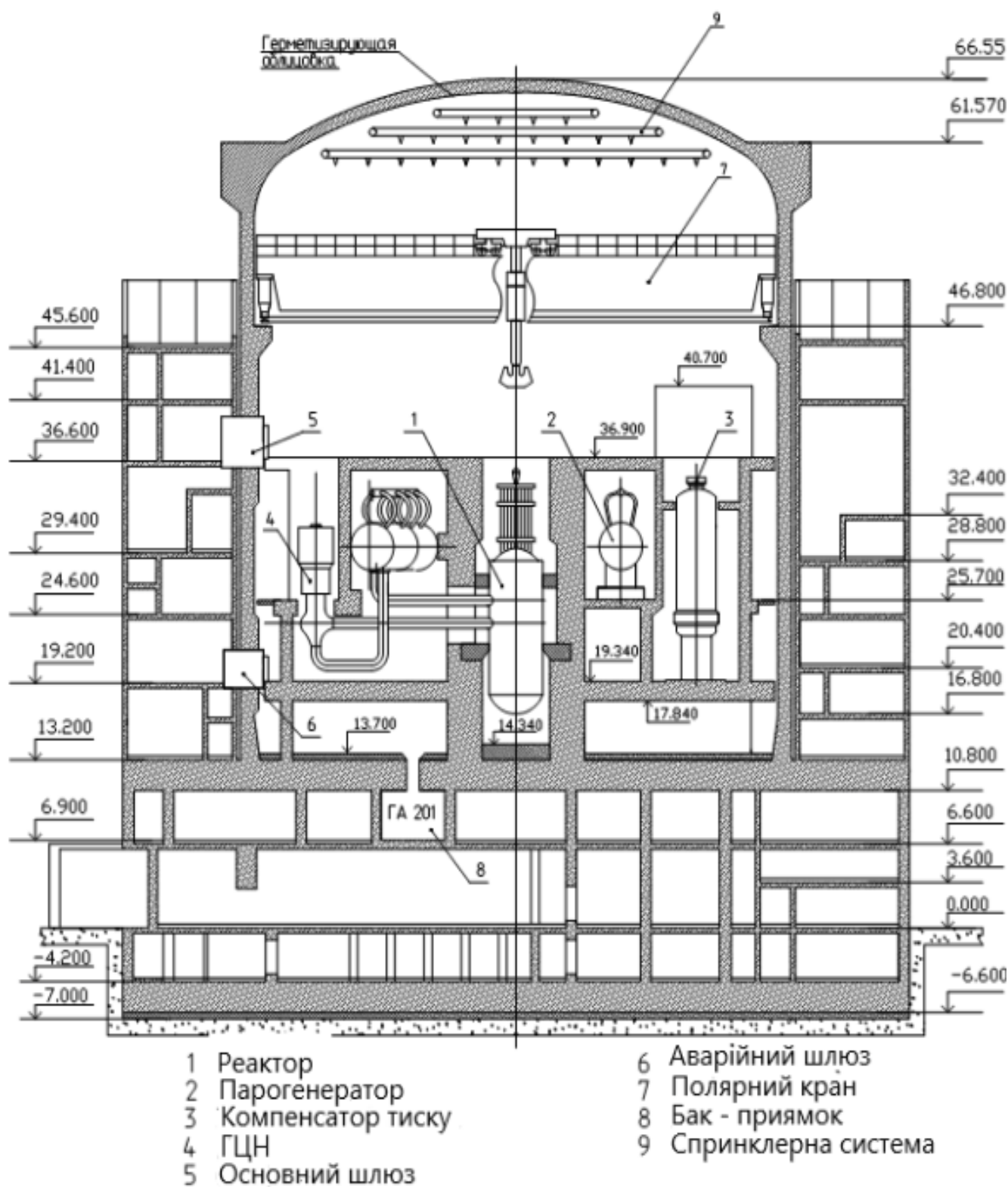


Рисунок 4.3 — Розріз приміщень ГО [107]

Продовження табл. 4.5

Ru103	4,37 E+05	2,23 E+05	9,10 E+04	3,80 E+05	1,94 E+05	7,93 E+04	2,57 E+05	1,32 E+05	5,39 E+04	1,93 E+05	9,90 E+04	4,03 E+04	1,12 E+05	5,74 E+04	2,34 E+04
Ru106	4,92 E+04	2,53 E+04	1,03 E+04	4,88 E+04	2,50 E+04	1,02 E+04	4,67 E+04	2,39 E+04	9,76 E+03	3,50 E+04	1,80 E+04	7,32 E+03	3,30 E+04	1,69 E+04	6,94 E+03
I131	1,33 E+05	6,78 E+04	2,76 E+04	6,62 E+04	3,39 E+04	1,39 E+04	9,91 E+03	5,07 E+03	2,07 E+03	7,44 E+03	3,81 E+03	1,55 E+03	5,12 E+02	2,61 E+02	1,07 E+02
I132	3,62 E+05	1,86 E+05	7,56 E+04	2,37 E-20	1,21 E-20	4,94 E-21	1,30 E-89	6,64 E-90	2,72 E-90	9,78 E-90	5,00 E-90	2,04 E-90	0,00 E+00	0,00 E+00	0,00 E+00
I133	8,82 E+04	4,51 E+04	1,85 E+04	1,46 E+02	7,51 E+01	3,06 E+01	3,32 E-06	1,70 E-06	6,96 E-07	2,49 E-06	1,27 E-06	5,22 E-07	4,21 E-17	2,16 E-17	8,82 E-18
I134	9,06 E+04	4,65 E+04	1,90 E+04	8,27 E-62	4,23 E-62	1,73 E-62	0,00 E+00	0,00 E+00	0,00 E+00	0,00 E+00	0,00 E+00	0,00 E+00	0,00 E+00	0,00 E+00	0,00 E+00
I135	5,23 E+04	2,69 E+04	1,09 E+04	8,41 E-05	4,31 E-05	1,76 E-05	5,48 E-29	2,80 E-29	1,14 E-29	4,09 E-29	2,09 E-29	8,57 E-30	3,38 E-63	1,74 E-63	7,06 E-64
Cs134	7,49 E+04	3,84 E+04	1,56 E+04	7,44 E+04	3,81 E+04	1,55 E+04	7,29 E+04	3,72 E+04	1,52 E+04	5,46 E+04	2,80 E+04	1,14 E+04	5,31 E+04	2,71 E+04	1,11 E+04
Cs137	2,53 E+04	1,29 E+04	5,28 E+03	2,53 E+04	1,29 E+04	5,28 E+03	2,52 E+04	1,29 E+04	5,28 E+03	1,89 E+04	9,73 E+03	3,95 E+03	1,89 E+04	9,73 E+03	3,95 E+03

Продовження табл. 4.5

Ce141	2,41 E+05	1,24 E+05	5,05 E+04	2,03 E+05	1,04 E+05	4,24 E+04	1,27 E+05	6,52 E+04	2,65 E+04	9,46 E+04	4,88 E+04	1,99 E+04	4,92 E+04	2,51 E+04	1,02 E+04
Ce144	5,66 E+04	2,90 E+04	1,18 E+04	5,56 E+04	2,84 E+04	1,16 E+04	5,24 E+04	2,69 E+04	1,10 E+04	3,92 E+04	2,02 E+04	8,24 E+03	3,65 E+04	1,87 E+04	7,61 E+03
Σ	1,86 E+06	9,55 E+05	3,89 E+05	9,26 E+05	4,74 E+05	1,94 E+05	5,95 E+05	3,05 E+05	1,25 E+05	4,46 E+05	2,29 E+05	9,34 E+04	3,03 E+05	1,55 E+05	6,33 E+04

Таким чином консервативними значеннями є значення, отримані для кінця планово попереджувального ремонту та перевантаження палива (ППР) із консервативним припущенням, що ВА виникла відразу після пуску блоку після зупинки. Враховуючи, що для стану зупинки та стану «робота на потужності» у момент відразу після виходу на потужність після ППР, активність буде близькою до мінімальної розрахованої ПЕД (табл. 4.5), доцільно вибрати єдиний критерій для всіх станів.

При виборі критерію переходу з ІЛА до КУВА за радіаційним фактором враховувалося, що вихід активності можливий і для проєктних аварій, наприклад МПА. Якщо припустити, що при МПА можливе розуцільнення становить не більше 10% оболонок ТВЕЛ, беручи до уваги результати окремих досліджень і моделювання [105], а також проєктні критерії для аварій, що постулюються, то потенційний максимальний вихід активності складе не більше 10% активності накопиченій у газовому отворі ТВЕЛ — обраний критерій не повинен бути нижчим за дане значення. Для визначення критерію переходу з ІЛА до КУВА за радіаційним фактором оптимальним буде прийняти округлене середнє розрахункове значення потужності експозиційної дози (ПЕД) рівне 300 Р/год, що відповідає стану РУ у кінці ППР (після планового перевантаження палива).

Вибране значення відповідає максимальному значенню потужності дози у ГО при виході найменшої активності газового зазору виходячи з припущення про часткове перевантаження палива — 25% свіжого палива для 4-річної паливної кампанії. Враховувати такий стан необхідно оскільки ЗПА може статися відразу після пуску РУ, коли не відбулося значного напрацювання та накопичення радіонуклідів в активній зоні. Дане значення є близьким до максимально реєстрованого для виходу радіоактивних газів та аерозолів із газового зазору при виникненні ВА у кінці ППР або відразу після його завершення, але з урахуванням динаміки розвитку ВА і того факту, що активність палива, яка у середньому у 100 разів вище ніж активність газового отвору ТВЕЛ, теж буде послідовно виділятися з розуцільнених ТВЕЛ з мінімальної затримкою навіть для такого рідкісного стану (відразу після довгого

ППР тривалістю 61 доба).

Так, обраний критерій за потужністю дози ГО 300 Р/год. задовольняє консервативним вимогам уникнення формування помилкового сигналу входу до КУВА.

При виборі критерію бралися до уваги такі припущення:

- для роботи на потужності аварія може відбуватися через незначний час після пуску енергоблоку, коли не відбулося накопичення достатньої активності у паливі (в крайньому випадку відразу після пуску), обмеження — критерій не може бути більшим за розуцільнення оболонок 100% ТВЕЛ;

- уникнення хибного входу у КУВА при МПА з можливим розуцільненням орієнтовно 10% оболонок, тобто критерій не повинен бути меншим ніж розуцільнення 10% оболонок, незважаючи на те, що при проєктному перебігу МПА працюватиме спринклерна система, що значно знизить дозові показники (при умовах ВА спринклерна система буде не функціональною).

Тому, зважаючи на вищевикладений як критерій переходу у КУВА можна прийняти значення потужності дози у ГО (у приміщенні ГА-701), що дорівнює 300 Р/год. (після округлення з урахуванням невизначеностей і для зручності використання). Це значення може бути зареєстроване засобами вимірювання ПЕД у приміщенні ГА-701 (центральна зала ГО) і дозволить здійснити перехід у КУВА на ранньому етапі розвитку ВА, до значного пошкодження АкЗ та розуцільнення всіх оболонок ТВЕЛ.

4.5 Аналіз невизначеності отриманих результатів та рекомендацій

Для всіх розрахунків, представлених у даній роботі виконувався аналіз чутливості та невизначеності, що дозволяє проаналізувати точність розрахункових параметрів.

Сучасний підхід до аналізу безпеки в ядерній енергетиці базується на концепції найкращої оцінки з урахуванням невизначеностей (BERU) [121–124]. Ця методологія передбачає використання найбільш реалістичних фізичних моделей (на відміну від консервативних) та кількісну оцінку невизначеностей результату.

Фундаментальний підхід методу BERU ґрунтується на принципі, що детерміністичні розрахунки з найкращими оцінками, доповнені аналізом їхньої точності, забезпечують більш обґрунтовані висновки про безпеку, ніж використання надмірно консервативних припущень. Саме такий підхід використано у розрахунках з використанням імітаційної моделі на основі RELAP5.

Основна процедура методу реалізується шляхом виконання великої кількості розрахунків зі змінними вхідними параметрами, що дозволяє побудувати статистичний розподіл вихідних величин та визначити довірчі інтервали [121–124]. Як правило, кількість розрахунків визначається статистичними критеріями, такими як односторонній толерантний інтервал Вілкса.

Для ранжування вхідних параметрів за їхнім впливом на результат використовуються різні методи [121–124]:

- метод Морріса (Morris): ефективний метод скринінгу для попереднього ранжування великої кількості параметрів, дозволяє ідентифікувати найвпливовіші та нелінійні фактори з незначними обчислювальними витратами;
- регресійний аналіз: дозволяє кількісно оцінити, яку частку невизначеності результату пояснює кожен вхідний параметр (стандартизовані регресійні коефіцієнти).

При виконанні теплогідравлічних розрахунків, проводився аналіз чутливості основних змінних параметрів РУ, невизначеності та їх вплив на результати розрахунків. Оскільки майже всі нейтронно-фізичні та теплофізичні та гідравлічні параметри мають невизначеність та відповідно зону коливань, то для отримання консервативних результатів проводився аналіз чутливості із

застосуванням методі ВЕРУ та методі Моріса. Параметрами для аналізу чутливості та невизначеності є: потужність РУ, рівень у КТ, рівень у ПГ, початкова температура теплоносія першого контуру, витрата теплоносія першого контуру, тиск першого контуру, тиск другого контуру, характеристики систем безпеки САОЗ. Аналіз чутливості складався з визначення допустимого діапазону параметра та точності засобів вимірювання. Датчики системи вимірювання параметрів на АЕС мають точність $\pm 2\%$. Діапазон експлуатаційної зміни параметрів визначено в експлуатаційній документації. Витратні характеристики насосів визначались згідно даних випробувань. Згідно валідації імітаційної моделі, проведеної у розділі 3.2, загальна похибка розрахункових значень теплофізичних параметрів знаходиться в інтервалі 5–10%.

Невизначеність результатів радіаційних розрахунків пов'язана з припущеннями щодо розподілу радіоактивних речовин у приміщеннях гермооб'єму, яке вважалося рівномірним, внаслідок конвекції та перемішування в умовах ЗПА і не перевищує 1% за результатами аналізу чутливості до параметрів розрахунку. При цьому похибка вимірювання штатних приладів визначення ПЕД, що використовуються на АЕС, не перевищує 15%.

4.6 Висновки до розділу 4

В розділі 4 була проаналізовано задача розрахунків з урахуванням умов експлуатаційних документів типового енергоблоку ВВЕР-1000 та алгоритмів протиаварійних дій. На основі аналізу постановки задачі було сформовано сітку розрахункових сценаріїв які охоплюють усі граничні стани при розвитку запроектої аварії. Для кожного розрахункового сценарію створена файл сценарної моделі який включає моделювання основних граничних та, частково, початкових умов. Виконана сітка розрахунків з метою визначення основних не вимірюваних параметрі активної зони протягом активної фази запроектої аварії.

Результати імітаційного моделювання та розрахунків добре узгоджуються з фізикою розвитку аварійних процесів та раніше виконаними критичними розрахунками. Результати серії теплогідравлічних розрахунків підтвердили попереднє припущення про значний розбіг ключових параметрів та складний непрямий зв'язок вимірюваних параметрів з критеріями пошкодження активної зони. Для вирішення задачі розробки алгоритму визначення критерію переходу від ІЛА до КУВА була додатково розроблена модель ГО, у комп'ютерному коді MICROSHILD, для виконання аналізу радіаційних полів у приміщеннях ГО та виконана серія розрахунків радіаційного чинника, обраного альтернативним або додатковим критерієм переходу від ІЛА до КУВА. У відповідності з практикою виконання подібних аналізів, аналіз радіаційного чинника та моделювання радіаційних полів у ГО виконано вперше. При розрахунку радіаційного чинника були визначені параметри можливого радіаційного викиду, що відповідають граничним станам реакторної установки та охоплюють усі експлуатаційні режими ущільненого реактора. У результаті виконання розрахунків було отримано набір значень, що відповідають різним станам пошкодження АкЗ.

Для аналізу результатів розрахунків та розробки методу визначення критерію переходу від ІЛА до КУВА було розроблено алгоритм обробки та аналізу результатів, який дозволив визначити комбінований критерій переходу від ІЛА до КУВА з урахуванням алгоритмів керування аварією (згідно ІЛА та КУВА), часових характеристик застосування контрзаходів та часового проміжку ефективності застосування стратегій керування аварією у залежності від стану реакторної установки.

У результаті перевірки та застосування розробленого алгоритму (рис. 4.1) було отримано комбінований параметр переходу від ІЛА до КУВА у вигляді комбінації прямо вимірюваних параметрів, що інтегровані в інформаційно — обчислювальну систему БЦУ у вигляді:

- $DR_{ГО} > 300 \text{ Р/год (3 Зв/год)}$

або

- $T_{АкЗ}^{элх} > 700 \text{ }^{\circ}\text{C}.$

Розроблений алгоритм аналізу результатів дозволив сформувати критерій переходу від ІЛА до КУВА з урахуванням особливостей алгоритмів керування аварією та підтвердив практичну застосовність.

Проведено аналіз невизначеності отриманих результатів та рекомендацій. Показано, що рівень невизначеності та консерватизму отриманих результатів і рекомендацій співставний з точністю використовуваних для моніторингу відповідних параметрів приладів і є прийнятним для впровадження на АЕС з ВВЕР-1000.

Основні результати розділу опубліковані автором у працях [1–5, 8–19].

ВИСНОВКИ

У дисертаційному дослідженні розроблено метод визначення критеріїв початку пошкодження активної зони реакторної установки ВВЕР-1000 за результатами імітаційного комп'ютерного моделювання теплогідравлічних процесів та обґрунтовано порогові значення параметрів для багатопараметричного критерію прийняття рішення автоматизованою інформаційною системою підтримки оператора на основі симптомно-орієнтованих аварійних інструкцій щодо зміни стратегії управління аварією в умовах перехідних процесів в активній зоні реакторів типу ВВЕР-1000.

Проведено аналіз невизначеності отриманих результатів та рекомендацій. Показано, що рівень невизначеності та консерватизму отриманих результатів і рекомендацій співставний з точністю використовуваних для моніторингу відповідних параметрів приладів і є прийнятним для впровадження на АЕС з ВВЕР-1000.

Доведено, що використання рекомендованих у роботі порогових параметрів різної фізичної природи дозволяє надійно ідентифікувати початок переходу аварії у важку фазу для реакторів типу ВВЕР-1000.

У результаті виконаного дослідження отримано сукупність наукових результатів, що мають ознаки новизни та спрямовані на розвиток методів автоматизованого керування потенційними аваріями на АЕС з реакторами ВВЕР-1000:

1) вперше для автоматизованої інформаційної системи РУ на основі комп'ютерного імітаційного моделювання сценаріїв запроектних аварій реакторів типу ВВЕР-1000 розроблено метод визначення критерію переходу запроектної аварії у важку фазу на основі багатопараметричного критерію, який включає температурні та радіаційні параметри, що на відміну від консервативного критерію, який використовується у теперішній час й не підтверджений розрахунково, дозволяє отримати науково обґрунтовані граничні

значення параметрів для прийняття рішень в алгоритмах управління аварійними станами РУ з меншою долею консерватизму за рахунок зменшення невизначеності, яка впливає з базових характеристик реакторної установки ВВЕР-1000 та різноманітності експлуатаційних станів й вихідних подій аварій. Розроблений метод можна адаптувати для реакторних установок іншого типу;

2) вперше розроблено на основі RELAP5 для реакторів типу ВВЕР-1000 деталізовану комп'ютерну імітаційну модель вимірювальних термопар на виході активної зони та оточуючих їх конструктивних елементів, що дозволило врахувати інерційну затримку інформації для автоматизованої інформаційної системи РУ в умовах швидкоплинних процесів зміни температури у перехідних аварійних процесах, що зменшує невизначеності стану ядерного палива у реальному часі;

3) набула подальшого розвитку комп'ютерна модель моніторингу радіаційних полів у приміщеннях гермооболонки реакторного відділення для реакторів типу ВВЕР-1000 у процесах розвитку аварії за рахунок синтезу й аналізу інформації усіх засобів штатної системи вимірювання радіаційних параметрів, що дозволило врахування радіаційного критерію у методі визначення початку пошкодження активної зони реакторної установки, чим підвищується надійність діагностики стану активної зони в аварійних умовах;

4) удосконалено у цілому імітаційну комп'ютерну модель реакторної установки ВВЕР-1000 на основі RELAP5 шляхом коректного врахування процесів за умов високих температур теплоносія при низькій густині пари притаманних пізнім стадіям запроектованої аварії при переході у важку фазу за рахунок більш детального моделювання систем вимірювання температури теплоносія та врахування ефектів теплової інерції.

Під час виконання дисертаційного дослідження було вирішено такі завдання:

1. Проаналізовано сучасні підходи до моделювання аварій на реакторній установці ВВЕР-1000 на основі кращих сучасних розрахункових програмних кодів, що дозволяють провести імітаційне комп'ютерне моделювання значень

параметрів РУ, включаючи фізичні параметри реакторної установки, що вимірюються датчиками систем контролю та управління, а також параметрів, які не вимірюються, але важливі для ідентифікації перехідних процесів в активній зоні РУ та можуть бути використані для досягнення цілей дослідження. У результаті для побудови імітаційних комп'ютерних моделей теплофізичних процесів обрано RELAP5 як основний інструмент для моделювання та FLUENT — для додаткової (окрім експериментальних даних) валідації моделей на основі RELAP5. Для побудови імітаційних комп'ютерних моделей радіаційних полів обрано розрахункову програму MICROSHILD та як додаткові вхідні дані — результати розрахунків накопичення всередині ТВЕЛ газоподібних радіоактивних елементів.

2. Визначено на основі рекомендацій МАГАТЕ та граничних значень параметрів реакторної установки типу ВВЕР-1000 представницький перелік вихідних подій для моделювання проєктних і запроєктних аварій, включаючи важкі аварії, на реакторній установці ВВЕР-1000 у вигляді 94 розрахункових сценаріїв, які охоплюють весь діапазон зміни обраних контрольованих критеріїв.

3. Визначено параметри моніторингу стану активної зони реакторної установки ВВЕР-1000 під час нормальної і аварійної експлуатації, які можуть бути використані для діагностики стану активної зони (АкЗ) та постійно вимірюються. У результаті рекомендовано використовувати температуру на виході із активної зони та потужність експозиційної дози у верхній частині гермооболонки ВВЕР-1000.

4. Удосконалено імітаційну комп'ютерну модель РУ типу ВВЕР-1000 на основі RELAP5 для оцінки динамічних параметрів РУ недоступних для вимірювання, дослідження з використанням удосконаленої моделі перехідних процесів під час запроєктних та важких аварій шляхом проведення порівняльних обчислювальних експериментів на основі RELAP5 та FLUENT із додатковим порівнянням з експериментальними даними. У результаті оптимізовано параметри імітаційної комп'ютерної моделі на основі RELAP5 та визначено необхідні удосконалення щодо деталізації.

5. Розроблено у RELAP5 деталізовану імітаційну комп'ютерну модель термопар на виході активної зони РУ, що дозволило коректно врахувати процеси на пізніх стадіях запроектованої аварії при переході у важку фазу.

6. Удосконалено імітаційну комп'ютерну модель оцінки радіаційних полів у ГО РУ типу ВВЕР-1000 шляхом детального опису геометрії та врахування накопичення газоподібних радіоактивних елементів у ТВЕЛ для різних сценаріїв паливних кампаній, що дозволило провести моделювання радіаційних полів у ГО ВВЕР-1000 на ранніх стадіях пошкодження ТВЕЛ у перехідних процесах при переході аварії у важку фазу.

7. Науково обґрунтовано багатопараметричний критерій з використанням інформаційних параметрів різної фізичної природи (радіаційного та теплофізичного) для надійної ідентифікації моменту переходу запроектованої аварії у важку стадію. У результаті рекомендовані порогові значення вимірюваних параметрів (температура на виході із активної зони та потужність експозиційної дози у верхній частині ГО) як сигнали-тригери для автоматизованої інформаційної системи підтримки оператора на основі симптомно-орієнтованих аварійних інструкцій щодо зміни стратегії управління аварією.

8. Проведено оцінку невизначеностей. У результаті показано, що рівень невизначеності та консерватизму отриманих результатів і рекомендацій співставний з точністю використовуваних для моніторингу відповідних параметрів приладів і є прийнятним для впровадження на АЕС з ВВЕР-1000.

Проведені у роботі дослідження імітаційних комп'ютерних моделей реакторної установки ВВЕР-1000 дозволили оптимізувати рівень деталізації моделі на основі RELAP5 та покращити її точність для використання у майбутніх дослідженнях перехідних процесів у реакторних установках типу ВВЕР-1000, включаючи аварії та їх перехід у важку стадію.

Впровадження обґрунтованого у дисертаційному дослідженні багатопараметричного критерію в автоматизовану інформаційну систему підтримки оператора на основі симптомно-орієнтованих аварійних інструкцій ВВЕР-1000 дозволяє зменшити рівень пошкоджень конструкційних елементів

реакторної установки у випадку потенційних запроектних і важких аварій та дозволяє зменшити наслідки таких аварій.

СПИСОК ВИКОРИСТАНИХ ДЖЕРЕЛ

1. Vaglio-Gaudard C., Airola M., Ambrosini W., Crevon S., De Angelis A., Fütterer M. A., Goicea A., Hashymov A., Hollands T., Ikonen J. P. et al. Nuclear Small Modular Reactors into low-carbon energy systems: an illustration using a recent European R&D initiative. *Sustainable Energy Technologies and Assessments*. 2025. Vol. 78, Art. N 104787. DOI: <https://doi.org/10.1016/j.seta.2025.104787>.
2. Böttcher M., Bernard O., Mas A., Sanchez V., Nop R., Belaunde F., Bourcier C., Ruban D., Hashymov A., Halim O., Pucciarelli A., Forgione N. CFD analysis of coolant mixing in VVER-1000/V320 reactor pressure vessel. *Annals of Nuclear Energy*. 2024. Vol. 197. Art. N 110274. DOI: <https://doi.org/10.1016/j.anucene.2023.110274>.
3. von Oertzen G., Nitzsche O., Hashymov A. UC1 sampling plan, liquid waste storage tanks, JRC Ispra. *EPJ Nuclear Sciences & Technologies*. 2020. Vol. 6. Art. N 15. DOI: <https://doi.org/10.1051/epjn/2019043>.
4. Verrier D., Vezzoni B., Calgaro. B., Bernard O., Previti A., Lafaurie C., Hashymov A., Groudev P., Stefanova A. et al. Codes and Methods Improvements for VVER Comprehensive Safety Assessment: The CAMIVVER H2020 Project. *Proc. of the 2021 28th Intern. Conf. on Nuclear Engineering. Vol. 2: Nuclear Fuels, Research, and Fuel Cycle; Nuclear Codes and Standards; Thermal-Hydraulics*. (ASME, Virtual, Online. August 4–6, 2021). Paper N: ICONE28-64169, V002T07A010. ASME, 2021. 6 P. ISBN: 978-0-7918-8525-3. DOI: <https://doi.org/10.1115/ICONE28-64169>.
5. Stefanova A., Groudev P., Vryashkova P., Hashymov A. et al. Benchmark results of Main Coolant Pump start-up transient of the VVER-1000 Kozloduy-6 Nuclear Power Plant. *Proc. of ICAPP 2023*. (23–27 April 2023, Gyeongju, Korea). 2023. Paper N 2023117. 8 P. URL: https://www.researchgate.net/publication/377689533_Benchmark_results_of_Main_Coolant_Pump_start-up_transient_of_the_VVER1000_Kozloduy-6_Nuclear_Power_Plant. (дата звернення: 19.12.2025).

6. Hashymov A. Safety Analysis, Thermal hydraulic. RELAP5. Refresh. *Support to the Nuclear Regulator in South Africa* (Identification Nr: EU-INTPA/2O221EA-RP/0067). Training Workshop, 10—14 February 2025. 79 p.

7. Hashymov A. Safety Analysis, Thermal hydraulic. RELAP5. *Support to the Nuclear Regulator in South Africa* (Identification Nr: EU-INTPA/2O221EA-RP/0067). Training Workshop, 21 October — 1 November 2024. 94 p.

8. Бегун В.В., Гашимов А.М. Впровадження технології ММР в Україні. Адаптація існуючої системи поводження з ВЯП. *Проблеми зняття з експлуатації об'єктів ядерної енергетики та відновлення навколишнього середовища (INUDECO 2025)*: Матеріали X Міжнар. конф. Чернігів: НУ «Чернігівська політехніка», 2024. С. 9.

9. Бегун В.В., Гашимов А.М. Оцінка безпеки ММР по радіаційному фактору на майданчику АЕС. *Проблеми зняття з експлуатації об'єктів ядерної енергетики та відновлення навколишнього середовища (INUDECO 2024)*: Матеріали IX Міжнар. конф. Чернігів: НУ «Чернігівська політехніка», 2024. С. 5.

10. Кньовець Д.В., Гашимов А.М. Визначення найбільш ефективної процедури відновлення при аварії з протічкою першого контуру. *Сучасні проблеми наукового забезпечення енергетики*: матеріали XVII Міжнар. наук.-практ. конф. молодих вчених та студентів (Київ, 23–26 квітня 2019 р.). Київ, 2019. Т. 1. С. 17. URL: https://iate.kpi.ua/uploads/p_21_46257126.pdf. (дата звернення: 19.12.2025).

11. Бегун В.В., Гашимов А.М. Модифікація комп'ютерної розрахункової моделі реакторної установки ВВЕР-1000. Детальне моделювання термопар. *Інформаційні технології та комп'ютерне моделювання*: матеріали Міжнар. наук.-практ. конф. (Івано-Франківськ, 6–8 липня 2023 р.). Івано-Франківськ, 2023. С. 165–166. ISBN: 978-617-8128-23-4.

12. Філонюк Д.А., Гашимов А.М. Визначення набору реєстрованих параметрів, які достовірно характеризують перехід від запроектої аварії до тяжкої аварії. *Сучасні проблеми наукового забезпечення енергетики*: матеріали

XVI Міжнар. наук.-практ. конф. аспірантів, магістрантів і студентів (Київ, 24–27 квітня 2018 р.). Київ, 2018. Т. 1. С. 31.

13. Vaglio-Gaudard C., Airola M., Ambrosini W., Crevon S., De Angelis A., Fütterer M. A., Goicea A., Hashymov A., Hollands T., Ikonen J. P. et al. The EURATOM TANDEM Project to Pave the Way of Nuclear SMR Integration into Hybrid Energy Systems Contributing to Net-Zero Emission. *SSRN*. 2025. (Preprint). DOI: <https://doi.org/10.2139/ssrn.5405285>.

14. Von Oertzen G., Nitzsche O., Gashimov A. Sampling plans for use case 1. UC1 sampling plan, liquid waste storage tanks, JRC Ispra. *INSIDER Project* (Horizon 2020). Deliverable D3.4. 2019. 20 p. URL: <https://insider-h2020.eu/wp-content/uploads/2019/04/INSIDER-D3.4-UC1-sampling-plan-V2-PU.pdf>. (дата звернення: 19.12.2025).

15. Bernard O., Etcheto J., Garcia M., Hashymov A. et al. Description of thermal-hydraulics models. Results of steady-state benchmark. *CAMIVVER Project* (Horizon 2020). Deliverable D7.1. 2021. 30 p. URL: <https://cordis.europa.eu/project/id/945081/results>. (дата звернення: 19.12.2025).

16. Hashymov A., Sevbo O. A comprehensive review of the available VVER data for verification and validation of neutronics and thermal-hydraulics codes. *CAMIVVER Project* (Horizon 2020). Deliverable D3.1. 2021. 25 p. URL: <https://cordis.europa.eu/project/id/945081/results>. (дата звернення: 19.12.2025).

17. Stefanova A., Groudev P., Vryashkova P., Hashymov A. et al. Results of Kozloduy-6 MCP start-up transient benchmark. *CAMIVVER Project* (Horizon 2020). Deliverable D7.2. 2022. 30 p. URL: <https://cordis.europa.eu/project/id/945081/results>. (дата звернення: 19.12.2025).

18. Bernard O., Böttcher M., Hashymov A. et al. Description of CFD models from partners. Result of outlet flow distribution benchmark. *CAMIVVER Project* (Horizon 2020). Deliverable D6.1. 2022. 35 p. URL: <https://cordis.europa.eu/project/id/945081/results>. (дата звернення: 19.12.2025).

19. Weyermann F., Buchholz S., Hashymov A. Small modular reactor for a European safe and decarbonized energy mix (TANDEM). ATHLET SMR model

description. *TANDEM Project* (EURATOM). Deliverable D2.7. 21 p. URL: <http://tandemproject.eu/docs/deliverables/WP2/D2.7.pdf>. (дата звернення: 19.12.2025).

20. НП 306.2.145-2008. Правила ядерної безпеки реакторних установок атомних станцій з реакторами з водою під тиском: затверджено наказом Держатомрегулювання України від 15.04.2008 № 73; зареєстр. Мін'юстом України 09.06.2008. URL: <https://zakon.rada.gov.ua/laws/show/z0512-08#Text>. (дата звернення: 19.12.2025).

21. IAEA Specific Safety Guide N SSG-54 «Accident Management Programmes for Nuclear Power Plants». Vienna : IAEA, 2019. 81 p.

22. International Atomic Energy Agency. What happened at Three Mile Island, Chernobyl and Fukushima Daiichi? And where are we now? *Responsabilite et Environnement*. 2020. N 97. P. 25–30.

23. IAEA Nuclear Energy Series N NW-T-2.7. Experiences and lessons learned worldwide in the cleanup and decommissioning of nuclear facilities in the aftermath of accidents. Vienna : IAEA, 2014. 86 p.

24. International Conference on Human and Organizational Aspects of Assuring Nuclear Safety. Safety culture and the future of nuclear energy. *Proceedings of an International Conference*. Vienna : IAEA, 2019. P. 201–210. (Proceedings Series). ISBN 978-92-0-103918-7.

25. Шараевский И.Г., Фиалко Н.М., Носовский А.В., Зимин Л.Б., Шараевский Г.И. Актуальные проблемы теплофизики проектных и тяжелых аварий ядерных энергоблоков. *Ядерна та радіаційна безпека*. 2016. Вип. 2 (70). С. 32–36.

26. Бегун В.В., Горбунов О.В., Каденко І.М., Письменный Є.М., Зенюк О.Ю., Литвинський Л.Л. Ймовірнісний аналіз безпеки атомних електростанцій : навч. посіб. Київ : НТУУ КПІ, 2000. 568 с.

27. Бегун В.В. Впровадження інформаційних технологій у сферу безпеки. *Науково-технічна інформація*. 2016. № 1. С. 39–45.

28. Бегун В.В., Широков С.В., Бегун С.В., Письменный Є.М., Литвинов

В.В., Казачков І.В. Культура безпеки в ядерній енергетиці : підручн. Київ, 2012. 539 с.

29. Морозов А.О., Гречанинов В.Ф., Бєгун В.В. Управління безпекою в епоху інформаційного суспільства. *Вісник НАН України*. 2015. № 10. С. 34–41.

30. Maderich V., Bezhenar R., Brovchenko I., Martazinova V. Classification of Radioactivity Levels in the Regions of the World Ocean Using Compartment Modelling. In: Palagin A., Anisimov A., Morozov A., Shkarlet S. (eds) *Mathematical Modeling and Simulation of Systems. MODS 2019. Advances in Intelligent Systems and Computing*. 2020. vol. 1019. Springer, Cham. P. 13–20. DOI: https://doi.org/10.1007/978-3-030-25741-5_2.

31. Zheleznyak, M., Kivva, S., Pylypenko, O., Sorokin, M. (2022). Modeling of Behavior of Fukushima-Derived Radionuclides in Freshwater Systems. In: Nanba, K., Konoplev, A., Wada, T. (eds) *Behavior of Radionuclides in the Environment III*. Springer, Singapore. P. 199–252. DOI: https://doi.org/10.1007/978-981-16-6799-2_11.

32. Maderich, V., Kim, K. O., Brovchenko I., Kivva S. Kim H. Scavenging processes in multicomponent medium with first-order reaction kinetics: Lagrangian and Eulerian modeling. *Environmental Fluid Mechanics*. 2021. Vol. 21. P. 817–842. DOI: <https://doi.org/10.1007/s10652-021-09799-1>.

33. Begun V. Analyses and safety control — nuclear power plant operational requirements. *Information Security: International training Workshop* (Kyiv, 11—14 March 2014). Kyiv : NTUU “KPI”, 2014. P. 76–83.

34. Begun V.V., Begun S.V., Kilina O.O. Teaching of Nuclear Power Plant Safety at the National Technical University of Ukraine Within the New Course in Safety Culture. *ASME Proc. 2012 20th Intern. Conf. on Nuclear Engineering and the ASME 2012 Power Conference* (Anaheim, California, USA, July 30—August 3, 2012). ASME: The American Society of Mechanical Engineers, 2012. Vol. 2. P. 423–429.

35. Борисенко В.І., Каденко І.М., Самойленко Д. В. Перехідні особливості активації прискореного розвантаження блоку ВВЕР-1000. *Ядерна фізика та атомна енергія*. 2009. Т. 10, № 2. С. 157–164. DOI:

<https://doi.org/10.15407/jnpae2009.02.157>.

36. Борисенко В.И., Горанчук В.В. Определение консервативных параметров модели реактора для исследования переходных режимов работы ВВЭР-1000. *Проблеми безпеки атомних електростанцій і Чорнобиля*. 2013. Вип. 20. С. 28–36.

37. Sapon M.M., Borysenko V.I. Determination of reactivity coefficients VVER 1000 in the code MCNP. *XXIII Annual Sci. Conf. of the Institute for Nucl. Res. of NAS of Ukraine: Abstracts* (1-5 Feb. 2016). Kyiv, 2016. P. 107.

38. Борисенко В.И., Крушинский А.Г., Мукоид В.П. Стандартная проблема валидации кода RELAP5 для энергоблока с реактором ВВЭР-440. *Проблеми безпеки атомних електростанцій і Чорнобиля*. 2006. Т. 6. С. 41–48.

39. Кондратюк В.А., Скалозубов В.І., Комаров Ю.О., Косенко С.І., Коньшин В.І. Підходи моделювання умов термоакустичної нестійкості в нерівноваженому двофазному теплоносії ядерних реакторів. *Теплофізика та теплоенергетика*. 2023. Т. 45, № 1. С. 91–96.

40. Skalozubov V.I., Vierinov A.M., Kosenko S.I., Alali M., Kochnyeva V.Yu. Risk-Informed Method for Predicting the Operation Life Extension Period of Active Safety Systems at Nuclear Power Plants. *Problems of Atomic Science and Technology*. 2022. N 2. P. 73–75.

41. Skalozubov V.I., Dorozh O.A., Komarov Yu.O., Galatsan M.P., Mazurenko A. S., Bundev D. S. Thermal hydraulic method of optimizing the thermal resistance of nuclear fuel of reactor installations. *Nuclear Physics and Atomic Energy*. 2024. Vol. 25, Iss. 1. P. 43–46.

42. Shkarupa A., Kadenko I., Malanich A., Kovtonyuk A., Ivanov K. Comparative RELAP5-3D analysis in support of the NPP DBA analysis in Ukraine. *Progress in Nuclear Energy*. 2006. Vol. 48, Issue 8, P. 891–911. DOI: <https://doi.org/10.1016/j.pnucene.2006.06.001>.

43. Mason A., Jacob P., Charles P., Nicholas R. Characterization of Fuel-to-Coolant Heat Transfer During Reactivity-Initiated Accidents Using Tightly Coupled Thermal Hydraulics and Fuel Thermomechanics. *Nuclear Technology*. 2025. P. 1–24.

DOI: <https://doi.org/10.1080/00295450.2025.2497108>.

44. Воробйов Ю., Носовський А., Погонєць О., Шевченко І. Теплогідравлічний аналіз безпеки змішаних паливних завантажень для АЕС України з реакторами ВВЕР-1000. *Ядерна та радіаційна безпека*. 2016. № 2(70). С. 9–12. DOI: [https://doi.org/10.32918/nrs.2016.2\(70\).02](https://doi.org/10.32918/nrs.2016.2(70).02).

45. Nikulenkova, A.G., Chernousenko, O.Y., Nikulenkova, T.V. Analyzing the Influence of an Increase in the Thermal Power of Energy Generating Unit at the Nuclear Power Plant on the Behavior of Beyond the Design Basis Accident. *NTU "KhPI" Bulletin: Power and Heat Engineering Processes and Equipment*. 2018. N 13. P. 37–44. DOI: <https://doi.org/10.20998/2078-774X.2018.13.07>.

46. Shkarupa A.M., Kadenko I.N. Application of the RELAP5-3D code in support of the NPP units safety analysis in Ukraine. *Nuclear Physics and Atomic Energy*. 2006. Vol. 7(2). P. 75–81. DOI: <https://doi.org/10.15407/jnpae2006.02.075>.

47. Shkarupa A., Kadenko I. Comparative RELAP5-3D analysis in support of the NPP DBA analysis in Ukraine. *Progress in Nuclear Energy*. 2006. Vol. 48, Issue 8. P. 891–911. DOI: <https://doi.org/10.1016/j.pnucene.2006.08.001>.

48. Sverdlov V.V., Sverdlov A.V. Experience in Modelling the Zaporozhye Nuclear Power Plant Using RELAP5. *Proceedings of the 10th International Conference on Nuclear Engineering (ICONE10)*. Arlington, Virginia, USA. 2002. P. 171–178. DOI: <https://doi.org/10.1115/ICONE10-22144>.

49. The results of the RELAP5-3D code analysis for the OECD/DOE/CEA V1000CT-2 benchmark and several computational scenarios. Calculations were performed for Rivne Unit 1 and Zaporizhzhya Unit 5 as part of the in-depth safety analysis conducted for NNEGC «Energoatom». NNEGC «Energoatom». 2007. 672 p.

50. Широков С.В. Ядерные энергетические реакторы. К., 1997. 280 с.

51. Широков С.В. Нестационарные процессы в ядерных реакторах: учебн. пособ. К., 2002. 286 с.

52. Широков С.В. Физика ядерных реакторов: учебное пособие. Минск, 2011. 352 с.

53. Широков С.В. Нестационарные процессы и управление ядерными

реакторами : учебн. пособ. К., 2002. 286 с.

54. Sverdlov V.V., Sverdlov A.V. Experience in Modeling the Zaporizhzhya Nuclear Power Plant Using RELAP5. *Sixth International Information Exchange Forum on Safety Analysis for Nuclear Power Plants of the VVER and RBMK Types (Forum-6)*. 8–12 April 2002 in Kyiv, Ukraine. Kyiv. 2002. URL: <http://www.insc.gov.ua/forum6/abstract/relap/sverdlov.pdf>. (дата звернення: 19.12.2025).

55. Sverdlov V.V., Sverdlov A.V. Experience in Modelling the Zaporozh'ye Nuclear Power Plant Using RELAP5. *Proceedings of the 10th International Conference on Nuclear Engineering, ICONE10*, Arlington, Virginia, USA, April 14–18, 2002. ASME. 2002. P. 171–178. DOI: <https://doi.org/10.1115/ICONE10-22144>.

56. Vorobev Ju.Ju., Zhabin O.I., Frankova M.V. Application of RELAP5/MOD3.2 Cladding Deformation Model for VVER-1000 Fuel in Design-Basis Accident Analysis. *Nuclear and Radiation Safety*. 2016. Issue 3. P. 19–22. URL: <http://jnas.nbuv.gov.ua/article/UJRN-0000597585>. (дата звернення: 19.12.2025).

57. Vorobyov Y., Zhabin O. Evaluation of the Applicability of Cladding Deformation Model in RELAP5/MOD3.2 Code for VVER-1000 Fuel. *Nuclear and Radiation Safety*. 2015. Issue 3 (67). P. 3–7. DOI: [https://doi.org/10.32918/nrs.2015.3\(67\).01](https://doi.org/10.32918/nrs.2015.3(67).01).

58. Malanich A., Shkarupa A., Kadenko I., Kovtonyuk A., Ivanov K. Comparative RELAP5-3D analysis in support of the NPP DBA analysis in Ukraine. *Progress in Nuclear Energy*. 2006. Vol. 48, Issue 8. P. 891–911. DOI: <https://doi.org/10.1016/j.pnucene.2006.06.001>.

59. Желєзняк М. Й., Сорокін М., Ківва С., Іщук О., Осадчий В., Бровченко І. Моделювання руйнування Каховської ГЕС. Розслідування катастрофи на Каховській ГЕС (звіт). 2023. URL: <https://www.facebook.com/GazetaSvit/posts/706095301716915/>. (дата звернення: 19.12.2025).

60. Zheleznyak M., Heling R., Raskob W., Popov A. et al. Modelling of

Hydrological Pathways in RODOS. *Radiation Protection Dosimetry*. 1996. Vol. 73, N 1-4. P. 1139–1148.

61. Zheleznyak M., Kivva S., Ievdin I., Boyko O., Kolomiets P., Sorokin M., Mikhalskyi O., Gheorghiu D. Hydrological dispersion module of JRODOS: renewed chain of the emergency response models of radionuclide dispersion through watersheds and rivers. *Radioprotection*. 2016. Vol. 51, N HS2. P. S129–S131. DOI: <https://doi.org/10.1051/radiopro/2016048>.

62. Синкевич Р.О., Майстренко С.Я., Донцов-Загреба Т.О., Хурцилава К.В., Ковалець І.В. Автоматизація оберненого розрахунку моделі атмосферного перенесення у складі системи аналізу невідомих джерел викидів. *Математичні машини і системи*. 2023. № 4. С. 68–80. DOI: <https://doi.org/10.34121/1028-9763-2023-4-68-80>.

63. Periañez R., Brovchenko I., Jung K. T., Kim K. O., Liptak L., Little A., Kobayashi T., Maderich V., Min B. I., Suh K. S. Some considerations on the dependence to numerical schemes of Lagrangian radionuclide transport models for the aquatic environment. *Journal of Environmental Radioactivity*. 2023. Vol. 261. Art. N 107138. DOI: <https://doi.org/10.1016/j.jenvrad.2023.107138>.

64. Periañez R., Bezhenar R., Brovchenko I., Duffa C., Iosjpe M., Jung K. T., Kim K. O., Kobayashi T., Liptak L., Little A., Maderich V., McGinnity P., Min B. I., Nies H., Osvath I., Suh K. S., de With G. Marine radionuclide transport modelling: Recent developments, problems and challenges. *Environmental Modelling & Software*. 2019. Vol. 122. Art. N 104523. DOI: <https://doi.org/10.1016/j.envsoft.2019.104523>.

65. Prior, R. Criteria for the Transition to Severe Accident Management. in Workshop Proceedings of Implementation of Severe Accident Management Measures, ISAMM 2009. Schloss Böttstein, Switzerland : NEA. 1505 p.

66. Groudev P., Andreeva M., Mladenova S., Topalov T. Status of Severe Accident Management Guidelines at Kozloduy Nuclear Power Plant. *Journal of Power and Energy Engineering*. Vol. 4, N 4. P. 1–8. DOI: <https://doi.org/10.4236/jpee.2016.44001>.

67. Groudev P., Andreeva M. et al. Investigation of critical safety function

"Heat sink" at low power and cold condition for Kozloduy Nuclear Power Plant WWER-1000/V320. *Annals of Nuclear Energy*. Vol. 40, Issue 1. P. 221 –228. DOI: <https://doi.org/10.1016/j.anucene.2011.10.012>.

68. Zhao N., Ma W., Bechta S. Numerical assessment for entry condition of severe accident management guidelines in a Swedish nuclear power plant. *Annals of Nuclear Energy*. 2022. Vol. 169. Article: 108969. DOI: <https://doi.org/10.1016/j.anucene.2022.108969>.

69. SCDAP/RELAP5/MOD 3.2 Code Manual. User's Guide and Input Manual. NUREG/CR-6150, Volume 3, Revision 1. July 1998. 340 p.

70. Nuclear Energy Agency Severe Accident Management and Containment Safety Assessment Information, March 14, 2011. URL: <https://publicintelligence.net/nuclear-energy-agency-severe-accident-management-and-containment-safety-assessment-information/>. (дата звернення: 19.12.2025).

71. Sangiorgi M., Grah A., Pascal G. et al. In-Vessel Melt Retention (IVMR) Analysis of a VVER-1000 NPP. EUR 27951. JRC101823. Luxembourg (Luxembourg) : Publications Office of the European Union. 2016. 252 p.

72. Ganjaroodia S.Z., Fania M., Zarifi E. Thermal-hydraulic analysis of new generation TVS-2M fuel in VVER-1000 reactor using porous media approach method. *Advances in Energy Science and Technology*. 2025. Vol. 1, N 1. P. 107–118. DOI: <https://doi.org/10.22060/aest.2025.5754>.

73. Hruškovič J. Comparative Review on Safety Systems of VVER Reactors. *KNS Autumn Meeting 2025*. URL: https://www.kns.org/files/pre_paper/54/25A-075-Jan-발표자료.pdf. (дата звернення: 19.12.2025).

74. VVER-1000 Fuel Products. URL: <https://westinghousenuclear.com/data-sheet-library/vver-1000-fuel-products>. (дата звернення: 19.12.2025).

75. Accident Analysis for Nuclear Power Plants with Pressurized Water Reactors , Safety Reports Series N 30. Vienna : IAEA. 2003. 65 p.

76. Analysis of Severe Accidents in Pressurized Heavy Water Reactors, TECDOC Series — 1594. Vienna : IAEA. 2008. 148 p.

77. Скалозубов В.И., Ващенко В.Н., Габлая Т.В., Гудима А.А., Козлов

И.Л. Вопросы формирования эффективных стратегий управления тяжелыми авариями. *Ядерная и радиационная безопасность*. 2014. Вып. 1 С. 26–28. URL: <http://jnas.nbuv.gov.ua/article/UJRN-0000133621>. (дата звернення: 19.12.2025).

78. Бойчук В. С., Гашев М. Х., Миколайчук О. А., Громов Г. В., Дибач О. М., Жабін О. І., Воронцов Д. В., Рижов Д. І., Інюшев В. В., Носовський А. В. План дій щодо впровадження на АЕС України заходів з підвищення безпеки за результатами стрес-тестів. *Ядерна та радіаційна безпека*. 2013. Вип. 2. С. 3–7. URL: <http://jnas.nbuv.gov.ua/article/UJRN-0000133261>. (дата звернення: 19.12.2025).

79. Громов Г.В., Дыбач А.М., Зеленый О.В., Инюшев В.В., Носовский А.В., Шоломицкий С.Э., Гашев М.Х., Миколайчук Е.А. О критериях и требованиях безопасности к новым энергоблокам АЭС в свете уроков аварии на АЭС «Фукусима-Даичи». *Ядерна та радіаційна безпека*. 2013 Вип. 1(57). С. 7–9.

80. Овдієнко Ю. М., Єременко М. Л., Білодід Є. І., Крхоункова Е. Досвід і перспективи застосування підходів найкращої оцінки для аналізу реактивнісних аварій. *Ядерна та радіаційна безпека*. 2016. Вип. 2. С. 13–16. URL: <http://jnas.nbuv.gov.ua/article/UJRN-0000597597>. (дата звернення: 19.12.2025).

81. Вимоги до протиаварійної документації для атомних електростанцій. Державна інспекція ядерного регулювання України. Затверджено Наказом N 290. Зареєстровано в Міністерстві юстиції України 30 червня 2021 р. за N 864/36486. URL: <https://zakon.rada.gov.ua/laws/show/z0864-21#n14>. (дата звернення: 19.12.2025).

82. ANSI/ANS-5.1-2014. Decay Heat Power in Light Water Reactors. American Nuclear Society Standards Committee, Working Group ANS-5.1, 2014. 2023. 62 p.

83. Sprinzl D., Krysl, V., Pavel V. et al. "Full-Core" VVER-1000 calculation benchmark. *Kerntechnik*. 2020. Vol. 85, N 4. P. 231–244. DOI: <https://doi.org/10.3139/124.200023>.

84. Мазурок А.С., Вышемирский М.П. Валидация теплогидравлической модели реакторной установки с применением методики быстрого

преобразования Фурье для количественной оценки полученных результатов. *Ядерна та радіаційна безпека*. 2014. Вип. 1. С. 14–20. URL: <http://jnas.nbuiv.gov.ua/article/UJRN-0000133619>. (дата звернення: 19.12.2025).

85. Галанін А.Д. Введення у теорію ядерних реакторів на теплових нейтронах: навч. посіб. М.: Вища школа, 1984. 416 с.

86. Bilodid Y., Fridman E., Lötsch T. X2 VVER-1000 benchmark revision: Fresh HZP core state and the reference Monte Carlo solution. *Annals of Nuclear Energy*. 2020, Vol. 144. Article 107558. DOI: <https://doi.org/10.1016/j.anucene.2020.107558>.

87. SEMPELL 80 1382 00. Імпульсно-запобіжний пристрій (імпульсно-запобіжний пристрій) DN 100. Технічні умови. Sempell. 65 с.

88. Абдуллаев А. М., Жуков А. И., Марёхин С. В., Рябчиков С. Д. Инженерный запас в расчётах энерговыделения в активной зоне ВВЭР 1000. *Ядерна та радіаційна безпека*. 2018. Вип. 2. С. 20–26. URL: <http://jnas.nbuiv.gov.ua/article/UJRN-0000905557>. (дата звернення: 19.12.2025).

89. Недбай С.В, Лігоцький О.І., Носовський А.В., Мелешко Г.Г., Дудік О.А. Аналіз порушень у роботі АЕС України, що сталися протягом 2013 року. *Ядерна та радіаційна безпека*. 2014. Вип. 4(64). С. 3–7.

90. Ovdiienko, Y., Yeremenko, M., Khalimonchuk, V., Kuchin, A., Bilodid, Y. Effect of Fuel Burnup History on Neutronic Characteristics of WWER-1000 Core. *Nuclear and Radiation Safety*. 2014. Vol. 3(63). P. 14–18. DOI: [https://doi.org/10.32918/nrs.2014.3\(63\).03](https://doi.org/10.32918/nrs.2014.3(63).03).

91. Воробйов Ю. Ю., Носовський А. В., Погонєць О. С., Шевченко І. А. Теплогідравлічний аналіз безпеки змішаних паливних завантажень для АЕС України з реакторами ВВЕР-1000. *Ядерна та радіаційна безпека*. 2016. Вип. 2. С. 9–12. URL: <http://jnas.nbuiv.gov.ua/article/UJRN-0000597596>. (дата звернення: 19.12.2025).

92. Гулевич А.В., Зродников А.В., Пупко В.Я., Шиманский А.А. Применение теории возмущений в инженерных задачах ядерной энергетики. М. 1993. 208 с.

93. Ястребенецкий М.А., Дыбач А.М., Клевцов А.Л., Розен Ю.В., Трубчанинов С.А. Уроки тяжелых аварий применительно к информационным и управляющим системам АЭС Украины. *Ядерна та радіаційна безпека*. 2016. Вип. 2. С. 61–67. URL: <http://jnas.nbuiv.gov.ua/article/UJRN-0000597607>. (дата звернення: 19.12.2025).

94. Експлуатаційні режими водо-водяних енергетичних реакторів — експлуатація енергоблока з ВВЕР-1000. URL: <https://leg.co.ua/arhiv/generaciya/ekspluatacionnye-rezhimy-vodo-vodyanyh-energeticheskikh-reaktorov-32.html>. (дата звернення: 19.12.2025).

95. Перетворювач вимірювальний Сапфір-22. Технічний опис та інструкція з експлуатації. 08919030 ТО. М., 1988. 114 с.

96. Копчинский Г. А. Тяжелые аварии — доминирующая опасность АЭС. *Ядерна та радіаційна безпека*. 2016. Вип. 1. С. 37–38. URL: <http://jnas.nbuiv.gov.ua/article/UJRN-0000489801>. (дата звернення: 19.12.2025).

97. Rivne NPP. Unit 3. Report on periodic reassessment of safety. Description and validation of computational models for the thermohydraulic computer code RELAP5/MOD3.2. Atomenergосervice, Ltd. Kyiv, 2013. 96 p.

98. Report on infringement investigation at Rivne NPP Unit 3. Stuck open pressurizer safety valve ЗУР21S01. Rivne NPP. Kuznetsovsk, 2009. 205 p.

99. Воробьев Ю. Ю., Жабин О. И., Франкова М. В. Применение модели деформации оболочек ТВЭЛов расчетного кода RELAP5/MOD3.2 для топлива реакторов ВВЭР-1000 при анализе проектных аварий. *Ядерна та радіаційна безпека*. 2016. Вип. 3. С. 19–22. URL: <http://jnas.nbuiv.gov.ua/article/UJRN-0000597585>. (дата звернення: 19.12.2025).

100. Кухоцька О. В., Овдієнко Ю. М., Єременко М. Л. Розробка та валідація моделі ВВЕР-1000 для коду PARCS. *Ядерна та радіаційна безпека*. 2021. Вип. 2. С. 12–21. URL: <http://jnas.nbuiv.gov.ua/article/UJRN-0001441483>. (дата звернення: 19.12.2025).

101. Дыбач А. М. О применении теории нечетких множеств для оценки неопределенностей вероятностного анализа безопасности АЭС. *Ядерна та*

радіаційна безпека. 2015. Вип. 1(65). С. 16–19.

102. Воробйов Ю.Ю., Терещенко І.А. Моделювання температурного розшарування в головному циркуляційному трубопроводі при природній циркуляції теплоносія першого контуру для оцінки термошоку корпусу реактора за допомогою коду RELAP5/MOD3.2. *Ядерна та радіаційна безпека*. 2013. Вип. 1 (57). С. 14–21.

103. Kondratyuk V., Pysmennyu Y., Verinov O., Filatov V., Ostapenko I. Improvement of Nuclear Safety Taking into Account the Lessons Learned from Severe Accidents. *Nuclear and Radiation Safety*. 2022. Vol. 3(95). P. 76–81. DOI: [https://doi.org/10.32918/nrs.2022.3\(95\).08](https://doi.org/10.32918/nrs.2022.3(95).08).

104. Kotsuba O., Vorobyov Y., Zhabin O., Gumenyuk D. Comparative Analysis of Severe Accident at WWER-1000 NPP with MELCOR 1.8.5 and 2.1 Code Versions. *Nuclear and Radiation Safety*. 2020. Vol. 1(85). P. 29–39. DOI: [https://doi.org/10.32918/nrs.2020.1\(85\).03](https://doi.org/10.32918/nrs.2020.1(85).03).

105. Ковбасенко Ю.П. Сравнительный анализ изотопного состава отработавшего топлива компаний «Вестингауз» и ТВЕЛ». *Ядерна та радіаційна безпека*. 2016. Вип. 3 (71). С. 33–37.

106. Design bases and general design criteria for nuclear fuel. STUK — Guide YVL 6.2. Helsinki : STUK, 1999. 8 p.

107. Вишемірський М. П., Пустовіт В. В., Кравченко В. П., Донський Д. О. Дослідження процесів у системі герметичного огороження із застосуванням кодів ATHLET-CD та COCOSYS. *Ядерна та радіаційна безпека*. 2020. Вип. 2. С. 27–37. URL: <http://jnas.nbuu.gov.ua/article/UJRN-0001437710>. (дата звернення: 19.12.2025).

108. ICRP, 1983. Radionuclide Transformations — Energy and Intensity of Emissions. ICRP Publication 38. *Annals of the ICRP*. 1983. Vol. 11–13.

109. ICRP, 1991. 1990 Recommendations of the International Commission on Radiological Protection. ICRP Publication 60. *Annals of the ICRP*. 1991. Vol. 21, N 1–3.

110. ICRP, 1996a. Age-dependent Doses to Members of the Public from Intake

of Radionuclides: Part 4, Inhalation Dose Coefficients. ICRP Publication 71. *Annals of the ICRP*. 1996. Vol. 25, N 3–4.

111. ICRP, 1996b. Conversion Coefficients for Use in Radiological Protection against External Radiation. ICRP Publication 74. *Annals of the ICRP*. 1996. Vol. 26, N 3–4.

112. ICRP, 2008. Nuclear Decay Data for Dosimetric Calculations. ICRP Publication 107. *Annals of the ICRP*. 2008. Vol. 38, N 3.

113. ICRP, 2010. Conversion Coefficients for Radiological Protection Quantities for External Radiation Exposures. ICRP Publication 116. *Annals of the ICRP*. 2010. Vol. 40, N 2–5.

114. ICRU. ICRU Report 57: Conversion Coefficients for Use in Radiological Protection against External Radiation. Bethesda, MD : International Commission on Radiation Units and Measurements, 1998. 148 p.

115. ANSI/ANS. ANSI/ANS-6.4.2-2006. Buildup Factors for Photons and Neutrons. American National Standards Institute. American Nuclear Society. La Grange Park, IL : ANS, 2006. 20 p.

116. Попов О.О., Яцишин А.В., Артемчук В.О. Можливості використання експертних методів та систем для вирішення задач екологічної безпеки в зонах впливу АЕС. *Геотехнічна механіка*. 2023. Вип. 164. С. 87–98.

117. Самсоненко А.В., Письменний Є.М., Драпей С.С., Клевцов С.В. Застосування методології імовірнісного аналізу безпеки для оцінки фізичної ядерної безпеки. *Ядерна та радіаційна безпека*. 2024. № 4(104). С. 50–55. DOI: [https://doi.org/10.32918/nrs.2024.4\(104\).06](https://doi.org/10.32918/nrs.2024.4(104).06).

118. Грабовецький Б.Є. Методи експертних оцінок: теорія, методологія, напрямки використання : монографія. Вінниця: ВНТУ, 2010. 171 с.

119. 14.05.2021. ХАЕС. В допомогу операторам БЩУ. URL: <https://www.youtube.com/watch?v=cmQ-yhwyhtw>. (дата звернення: 19.12.2025).

120. MicroShield® Pro and MicroShield® LT. URL: <https://radiationsoftware.com/microshield>. (дата звернення: 19.12.2025).

121. Best Estimate Safety Analysis for Nuclear Power Plants: Uncertainty

Evaluation , Safety Reports Series N 52, Vienna : IAEA. 2008. 199 p.

122. Gertman A.E., Mesina G.L. Uncertainty Analysis of RELAP5-3D©. *Mathematics Graduate Projects and Theses*. Boise State University. 2012. 64 p. URL: https://scholarworks.boisestate.edu/math_gradproj/1. (дата звернення: 19.12.2025).

123. Bucalossi A. Current use of Best Estimate plus Uncertainty methods on operational procedures addressing normal and emergency conditions. European Commission : Joint Research Centre. 2008. 93 p.

124. Sun D., Zhang Z., Li X., Li L., Wang H., Xu A., Chen S. An Improved Best Estimate Plus Uncertainty Method for Small-Break Loss-of-Coolant Accident in Pressurized Water Reactor. *Front. Energy Res.* 2020. Vol. 8. Article: 188. DOI: <https://doi.org/10.3389/fenrg.2020.00188>.

ДОДАТКИ

ДОДАТОК А

Акти та довідки впровадження результатів дисертаційного дослідження

**ТОВ «ЕНЕРГОРИСК»**

Код ЄДРПОУ 19255493
Місцезнаходження: 03148,
м. Київ, вул. Сім'ї Степенків 7, оф. 141
Тел. (044) 403-8459, факс (044) 403-8460
e-mail: energorisk@energorisk.com.ua
<http://energorisk.com.ua>

Затверджую
Директор ТОВ «ЕНЕРГОРИСК»
Шумася О. М.

10.07.2026

АКТ

Про впровадження результатів дисертаційної роботи
Гашимова Артура Маратовича

Цей акт складений про те, що результати дисертаційної роботи А. М. Гашимова «Метод визначення критеріїв початку пошкодження активної зони реакторної установки ВВЕР-1000 за результатами моделювання тепло-гідравлічних процесів» використовувався при розробці звітних матеріалів за Договором №27/2018 (№935/41) «Оптимізація та обґрунтування критеріїв переходу до роботи за керівництвами з управління важкими аваріями пілотних енергоблоків № 1 ЗАЕС, № 1 ЮУАЕС, № 1 РАЕС» від 21.06.2018 р. Окремі елементи методики, зокрема моделювання радіаційних процесів в приміщеннях герметичної оболонки реакторного відділення використовувались і в інших проектах.

Директор



О.М. Шумася

ДОДАТОК Б

Список публікацій здобувача за темою дисертації

Наукові праці, в яких опубліковані основні наукові результати дисертації:

1. Vaglio-Gaudard C., Airola M., Ambrosini W., Crevon S., De Angelis A., Fütterer M. A., Goicea A., Hashymov A., Hollands T., Ikonen J. P. et al. Nuclear Small Modular Reactors into low-carbon energy systems: an illustration using a recent European R&D initiative. *Sustainable Energy Technologies and Assessments*. 2025. Vol. 78, Art. N 104787. DOI: <https://doi.org/10.1016/j.seta.2025.104787>. (CrossRef, Scopus (Q1), Science Citation Index Expanded (SCIE), Google Scholar).

2. Böttcher M., Bernard O., Mas A., Sanchez V., Nop R., Belaunde F., Bourcier C., Ruban D., Hashymov A., Halim O., Pucciarelli A., Forgione N. CFD analysis of coolant mixing in VVER-1000/V320 reactor pressure vessel. *Annals of Nuclear Energy*. 2024. Vol. 197. Art. N 110274. DOI: <https://doi.org/10.1016/j.anucene.2023.110274>. (CrossRef, Scopus (Q1), Web of Science, Google Scholar).

3. von Oertzen G., Nitzsche O., Hashymov A. UC1 sampling plan, liquid waste storage tanks, JRC Ispra. *EPJ Nuclear Sciences & Technologies*. 2020. Vol. 6. Art. N 15. DOI: <https://doi.org/10.1051/epjn/2019043>. (CrossRef, Web of Science, DOAJ, Google Scholar).

Наукові роботи, які засвідчують апробацію матеріалів дисертації:

4. Verrier D., Vezzoni B., Calgaro. B., Bernard O., Previti A., Lafaurie C., Hashymov A., Groudev P., Stefanova A. et al. Codes and Methods Improvements for

VVER Comprehensive Safety Assessment: The CAMIVVER H2020 Project. *Proc. of the 2021 28th Intern. Conf. on Nuclear Engineering. Vol. 2: Nuclear Fuels, Research, and Fuel Cycle; Nuclear Codes and Standards; Thermal-Hydraulics.* (ASME, Virtual, Online. August 4–6, 2021). Paper N: ICONE28-64169, V002T07A010. ASME, 2021. 6 P. ISBN: 978-0-7918-8525-3. DOI: <https://doi.org/10.1115/ICONE28-64169>. (CrossRef, Scopus, ASME Digital Collection).

5. Stefanova A., Groudev P., Vryashkova P., Hashymov A. et al. Benchmark results of Main Coolant Pump start-up transient of the VVER-1000 Kozloduy-6 Nuclear Power Plant. *Proc. of ICAPP 2023.* (23–27 April 2023, Gyeongju, Korea). 2023. Paper N 2023117. 8 P. URL: https://www.researchgate.net/publication/377689533_Benchmark_results_of_Main_Coolant_Pump_start-up_transient_of_the_VVER1000_Kozloduy-6_Nuclear_Power_Plant. (дата звернення: 19.12.2025).

6. Hashymov A. Safety Analysis, Thermal hydraulic. RELAP5. Refresh. *Support to the Nuclear Regulator in South Africa* (Identification Nr: EU-INTPA/2O221EA-RP/0067). Training Workshop, 10–14 February 2025. 79 p.

7. Hashymov A. Safety Analysis, Thermal hydraulic. RELAP5. *Support to the Nuclear Regulator in South Africa* (Identification Nr: EU-INTPA/2O221EA-RP/0067). Training Workshop, 21 October – 1 November 2024. 94 p.

8. Бегун В.В., Гашимов А.М. Впровадження технології ММР в Україні. Адаптація існуючої системи поводження з ВЯП. *Проблеми зняття з експлуатації об'єктів ядерної енергетики та відновлення навколишнього середовища (INUDECO 2025)*: Матеріали X Міжнар. конф. Чернігів: НУ «Чернігівська політехніка», 2024. С. 9.

9. Бегун В.В., Гашимов А.М. Оцінка безпеки ММР по радіаційному фактору на майданчику АЕС. *Проблеми зняття з експлуатації об'єктів ядерної енергетики та відновлення навколишнього середовища (INUDECO 2024)*: Матеріали IX Міжнар. конф. Чернігів: НУ «Чернігівська політехніка», 2024. С. 5.

10. Кньовець Д.В., Гашимов А.М. Визначення найбільш ефективної

процедури відновлення при аварії з протічкою першого контуру. *Сучасні проблеми наукового забезпечення енергетики*: матеріали XVII Міжнар. наук.-практ. конф. молодих вчених та студентів (Київ, 23–26 квітня 2019 р.). Київ, 2019. Т. 1. С. 17. URL: https://iate.kpi.ua/uploads/p_21_46257126.pdf. (дата звернення: 19.12.2025).

11. Бегун В.В., Гашимов А.М. Модифікація комп'ютерної розрахункової моделі реакторної установки ВВЕР-1000. Детальне моделювання термопар. *Інформаційні технології та комп'ютерне моделювання*: матеріали Міжнар. наук.-практ. конф. (Івано-Франківськ, 6–8 липня 2023 р.). Івано-Франківськ, 2023. С. 165–166. ISBN: 978-617-8128-23-4.

12. Філонюк Д.А., Гашимов А.М. Визначення набору реєстрованих параметрів, які достовірно характеризують перехід від запроєктної аварії до тяжкої аварії. *Сучасні проблеми наукового забезпечення енергетики*: матеріали XVI Міжнар. наук.-практ. конф. аспірантів, магістрантів і студентів (Київ, 24–27 квітня 2018 р.). Київ, 2018. Т. 1. С. 31.

Наукові праці, які додатково відображають наукові результати дисертації:

13. Vaglio-Gaudard C., Airola M., Ambrosini W., Crevon S., De Angelis A., Fütterer M. A., Goicea A., Hashymov A., Hollands T., Ikonen J. P. et al. The EURATOM TANDEM Project to Pave the Way of Nuclear SMR Integration into Hybrid Energy Systems Contributing to Net-Zero Emission. *SSRN*. 2025. (Preprint). DOI: <https://doi.org/10.2139/ssrn.5405285>.

14. Von Oertzen G., Nitzsche O., Gashimov A. Sampling plans for use case 1. UC1 sampling plan, liquid waste storage tanks, JRC Ispra. *INSIDER Project* (Horizon 2020). Deliverable D3.4. 2019. 20 p. URL: <https://insider-h2020.eu/wp-content/uploads/2019/04/INSIDER-D3.4-UC1-sampling-plan-V2-PU.pdf>. (дата звернення: 19.12.2025).

15. Bernard O., Etcheto J., Garcia M., Hashymov A. et al. Description of thermal-hydraulics models. Results of steady-state benchmark. *CAMIVVER Project* (Horizon 2020). Deliverable D7.1. 2021. 30 p. URL: <https://cordis.europa.eu/project/id/945081/results>. (дата звернення: 19.12.2025).

16. Hashymov A., Sevbo O. A comprehensive review of the available VVER data for verification and validation of neutronics and thermal-hydraulics codes. *CAMIVVER Project* (Horizon 2020). Deliverable D3.1. 2021. 25 p. URL: <https://cordis.europa.eu/project/id/945081/results>. (дата звернення: 19.12.2025).

17. Stefanova A., Groudev P., Vryashkova P., Hashymov A. et al. Results of Kozloduy-6 MCP start-up transient benchmark. *CAMIVVER Project* (Horizon 2020). Deliverable D7.2. 2022. 30 p. URL: <https://cordis.europa.eu/project/id/945081/results>. (дата звернення: 19.12.2025).

18. Bernard O., Böttcher M., Hashymov A. et al. Description of CFD models from partners. Result of outlet flow distribution benchmark. *CAMIVVER Project* (Horizon 2020). Deliverable D6.1. 2022. 35 p. URL: <https://cordis.europa.eu/project/id/945081/results>. (дата звернення: 19.12.2025).

19. Weyermann F., Buchholz S., Hashymov A. Small modular reactor for a European safe and decarbonized energy mix (TANDEM). ATHLET SMR model description. *TANDEM Project* (EURATOM). Deliverable D2.7. 21 p. URL: <http://tandemproject.eu/docs/deliverables/WP2/D2.7.pdf>. (дата звернення: 19.12.2025).

ДОДАТОК В

Дані для розрахунку моделі ВВЕР-1000 коду RELAP5

Дані для розрахунку реакторної установки

Загальні дані частини активної зони, що обігрівається, з касетами ТВЗ-WR:

Дані для гарячого каналу:

Елементарний осередок (шестигранник)

$$D1 = 0,0236 \text{ м};$$

$$H1 = 3,550 \text{ м};$$

$$F1 = 3/2 \times D1^2 / \text{ctg}(30^\circ) = 1,40783\text{E-}04 \text{ м}^2;$$

$$V1 = F1 \times H1 = 4,99781\text{E-}04 \text{ м}^3;$$

Трубка ТВЕЛ:

$$D2 = 0,009144 \text{ м};$$

$$H2 = 3,550 \text{ м};$$

$$F2 = \pi \times D2^2 / 4 = 6,56693\text{E-}05 \text{ м}^2;$$

$$V2 = F2 \times H2 = 2,33126\text{E-}04 \text{ м}^3;$$

$$P2 = \pi \times D2 = 0,02872672 \text{ м};$$

$$S2 = P2 \times H2 = 0,1019799 \text{ м}^2;$$

$$Rz2 = 1,27 \text{ мкм}.$$

Загальні дані частини, що обігрівається АкЗ:

кількість ТВЗ:

$$N1 = 163$$

крок між ТВЗ:

$$D1 = 0,236 \text{ м}$$

центральный кут шестигранника ТВЗ:

$$\alpha = 60^\circ$$

довжина паливного стовпа у гарячому стані:

$$H1 = 3,550 \text{ м};$$

$$F1 = N1 \times 3/2 \times D1^2 / \text{ctg}(\alpha/2) = 7,86217 \text{ м}^2;$$

$$V1 = F1 \times H1 = 27,91069 \text{ м}^3$$

змочений периметр вигородки (90 граней):

$$P1 = 90 \times D1 / \text{ctg}(\alpha / 2) = 12,26292 \text{ м}$$

змочувана поверхня вигородки:

$$S1 = P1 \times H1 = 43,53336 \text{ м}^2.$$

Трубки ТВЕЛ:

$$N2 = 163 \times 312 = 50856;$$

$$D2 = 0,009144 \text{ м};$$

$$H2 = 3,550 \text{ м};$$

$$F2 = N2 \times \pi \times D2^2 / 4 = 3,339677 \text{ м}^2;$$

$$V2 = F2 \times H2 = 11,85585 \text{ м}^3;$$

$$P2 = N2 \times \pi \times D2 = 1460,9262 \text{ м};$$

$$S2 = P2 \times H2 = 5186,29 \text{ м}^2;$$

$$Rz2 = 1,27 \text{ мкм}.$$

Трубки напрямних каналів:

$$N3 = 163 \times 18 = 2934;$$

$$D3 = 0,0126 \text{ м};$$

$$H3 = 3,550 \text{ м};$$

$$F3 = N3 \times \pi \times D3^2 / 4 = 0,36584 \text{ м}^2;$$

$$V3 = F3 \times H3 = 1,29873 \text{ м}^3;$$

$$P3 = N3 \times \pi \times D3 = 116,13965 \text{ м};$$

$$S3 = P3 \times H3 = 412,296 \text{ м}^2;$$

$$Rz3 = 1,27 \text{ мкм}.$$

Центральні трубки:

$$N4 = 163;$$

$$D4 = 0,0126 \text{ м};$$

$$H4 = 3,550 \text{ м};$$

$$F4 = N4 \times \pi \times D4^2 / 4 = 0,0203244 \text{ м}^2;$$

$$V4 = F4 \times H4 = 1,29873 \text{ м}^3;$$

$$P4 = N4 \times \pi \times D4 = 6,452203 \text{ м};$$

$$S4 = P4 \times H4 = 22,905321 \text{ м}^2;$$

$$Rz4 = 1,27 \text{ мкм.}$$

Зазор між периферійними касетами та вигородкою:

кількість граней вигородки:

$$N5 = 90;$$

$$D5 = 0,236 \text{ м};$$

$$H5 = 3,550 \text{ м};$$

$$\delta 5 = 0,004 \text{ м};$$

$$F5 = N5 \times \delta 5 \times D5 / \text{ctg} (30^\circ) = 0,049052 \text{ м}^2;$$

$$V5 = F5 \times H5 = 0,17413 \text{ м}^3.$$

Вхідні параметри контрольних обсягів 041(42,43, 44)-01÷10:

довжини:

$$H_{041-01/10} = H_{1/10} = 0,355 \text{ м}$$

Об'єми:

$$V_{041-01/10} = (V_1 - V_2 - V_3 - V_4 + V_5) / 10 - V_{041,042,043,044-01/10/4} = 0,360198 \text{ м}^3$$

площі прохідних перерізів:

$$F_{041-01/10} = V_{046-01/10} / H_{046-01/10} = 1,01818 \text{ м}^2$$

площі змоченої поверхні:

$$S_{041-01/10} = (S_1 + S_2 + S_3 + S_4) / 10 - S_{041, 042, 043, 044-01/10} / 4 = 549,2686 \text{ м}^2$$

вертикальний кут:

$$\theta_{041-01/10} = 90^\circ$$

гідравлічний діаметр:

$$Dh_{041-01/10} = 4 \times V_{041-01/10} / S_{041-01/10} = 0,0026231 \text{ м}$$

усереднена шорсткість змоченої поверхні:

$$Rz_{04101/10} = 1,27 \text{ мкм}$$

керуючі прапори: 0000100.

Вхідні параметри контрольних обсягів 046(47,48, 49)-01÷10:

довжини:

$$H_{046-01/10}=H_{1/10}=0,355 \text{ м}$$

Об'єми:

$$V_{046-01/10} = (V_1 - V_2 - V_3 - V_4) / 163/10 = 0,00900855 \text{ м}^3$$

площі прохідних перерізів:

$$F_{046-01/10}=V_{046-01/10}/H_{046-01/10} = 0,02561 \text{ м}^2$$

площі змоченої поверхні:

$$S_{046-01/10}= (S_2 + S_3 + S_4)/163/10 - S_{039-01/10} = 3,448766 \text{ м}^2$$

вертикальний кут:

$$\theta_{041-01/10}=90^\circ$$

гідравлічний діаметр:

$$Dh_{046-01/10} = 4 \times V_{046-01/10} / S_{046-01/10} = 0,0104484 \text{ м}$$

усереднена шорсткість змоченої поверхні:

$$Rz_{046-01/10} = 1,27 \text{ мкм}$$

керуючі прапори: 0000100.

Таблиця В.1 — Основні параметри активної зони ТВЗ використані для розрахунку (особистий внесок здобувача)

Параметр	Значення	Розмірність
ГЕ 41-44 активної зони:		
Площа прохідного перерізу	1,01818	м ²
Гідравлічний діаметр	0,0105	м
Додано картку (одиниця опису розрахункової моделі) 04 (1, 2, 3, 4)3001 обліку коефіцієнтів місцевого опору (КМО)	3,05 0,0946 3,05 0,0946 9	
Обнулено картку 04(1, 2, 3, 4)0901 обліку КМО		

Продовження табл. В.1

ГЕ 46-49 активної зони: Площа прохідного перерізу Гідравлічний діаметр Додано карту 04(6, 7, 8, 9)3001 обліку КМО Обнулено картку 04(6, 7, 8, 9)0901 обліку КМО	0,0256 10,0105 3,050 0,0946 3,050 0,0946 9	м² м
ГЕ 51-54 від верхньої частини паливного стовпа до середньої плити БЗТ: Площа прохідного перерізу Гідравлічний діаметр Гідравлічний діаметр на зв'язку між частинами 1 і 2 Обнулено карту 05(1, 2, 3, 4)0901 КМО на зв'язку між частинами 2 та 3 Додані карти 05(1, 2, 3, 4)3011 05(1, 2, 3, 4)3012	1,20020 0,05032 0,01903 0,89 2,4704 0,0332 2,4704 0,0332 1 0,0 0,0332 0,0 0,0332 4	м² м м
ГЕ 55 — з'єднання елементів 51-54 та 41-44, 4649: Площа з'єднання елементів 41-44, 51-54 Площа з'єднання елементів 46-49, 51-54 КГО з'єднання елементів 41-44, 46-49, 51-54	1,01818 1,01818 0,89	м² м²

Продовження табл. В.1

ГЕ 91 — протікання повз активну зону у напрямних каналах і центральних трубках:		
Площа прохідного перерізу 091010(1,2,3)	0,27743	м ²
Гідравлічний діаметр 091080(1,2,3)	0,01089	м
Гідравлічний діаметр 091140(1, 2)	0,01089	м
Теплові структури 41-1, 42-1, 43-1, 44-1: Зміни внесені для обліку відмінностей ТВЗ та провідності газового зазору ТВЕЛ Додані карти 104(1, 2, 3, 4)1001 104(1, 2, 3, 4)1011 Змінено карти 104(1, 2, 3, 4)1000 104(1, 2, 3, 4)1101 104(1, 2, 3, 4)1102 104(1, 2, 3, 4)1103 1041190(1-10), 1042190(1-10), 1043190(1-10), 1044190(1-10)	4,05253+6 051010000 1,0-6 2,0-6 0,0 0,0 10 10 10 2 1 0,0 4 3,922-3 1 4,0-3 4 4,572-3	

Продовження табл. В.1

Теплові структури 46-1, 47-1, 48-1, 49-1 та 46-2, 47-2, 48-2, 49-2:		
Додані карти 104(6, 7, 8, 9)1001	4,05253+6	
104(6, 7, 8, 9)1011	051010000	
104 (6, 7, 8, 9) 2001	1,0-6 2,0-6 0,0 0,0 10	
104(6, 7, 8, 9)2011	4,940+6 051010000	
Змінено карти 104(6, 7, 8, 9)1000	2,0-6 2,0-6 0,0 0,0 10	
104 (6, 7, 8, 9) 2000	10 10 2 1 0,0	
104 (6, 7, 8, 9) 1101	10 10 2 1 0,0	
104 (6, 7, 8, 9) 2101	4 3,922-3	
104(6, 7, 8, 9)1102	4 3,922-3	
104 (6, 7, 8, 9) 2102	1 4,0-3	
104 (6, 7, 8, 9) 1103	1 4,0-3	
104 (6, 7, 8, 9) 2103	4 4,572-3	
1046190(1-10), 1047190(1-10), 1048190(1-10), 1049190(1-10), 1046290(1-10), 1047290(1-10), 104829 1049290(1-10)	4 4,572-3	

Коефіцієнти місцевих опорів

Значення коефіцієнтів місцевого гідравлічного опору для сполук 041(42,43, 44)01÷09, 046(47,48, 49)01÷09 K_f та $K_r = 0,0$. Де K_f та K_r — значення коефіцієнтів місцевих гідравлічних опорів вперед і назад за течією відповідно. На цих сполуках моделюється залежність гідравлічних втрат від Рейнольдса (опис наведено нижче).

На зв'язках 041 (42,43, 44)01÷09, 046(47,48, 49)01÷09, моделюються гідравлічні втрати (K_f/r) на хвостовиках ТВЗWR залежно від числа Рейнольдса (Re) у такому вигляді:

$$K_f/r = A \times Re^n,$$

де $A = 2,1784$, $n = 0,0946$ — коефіцієнт та показник рівняння, отримані за

результатами гідравлічних випробувань елементів палива.

У зв'язку з тим, що кількість гідравлічних об'ємів (10), на яку розділений ділянку активної зони у моделі, що обігривається, не дорівнює кількості дистанціонуючих решіток (ДР) у зоні паливного стовпа ТВЗ (13), коефіцієнт 2,1784 множиться на 1,444 (13/9). Значення даного коефіцієнта уточнюється за настройками моделі (див. нижче), за результатами якої значення дорівнює $A = 3,17737$.

Додаток Г

Результати валідації коду MICROSHIELD

У цьому додатку наведено результати валідації розрахункової точності коду Microshields шляхом порівняння з еталонними конфігураціями радіоактивних джерел та геометрій. Валідація виконується за допомогою вбудованого інструмента перевірки коду Microshield.

Протокол порівняння для еталонної конфігурації ANSI_II.

*** Comparison Results ***

File 1: C:\Program Files (x86)\MicroShield 8\Validation\Base\ANSI_II.msdl

File 2: C:\Program Files (x86)\MicroShield 8\Validation\Test\ANSI_II.msdl

File 1: Line 2: Licensed To: Grove Software, Inc.

File 2: Line 2: Licensed To: 123

File 1: Line 5: The execution time was: 00:00:03

File 2: Line 5: The execution time was: 00:00:01

File 1: Line 6: This case was run on Sunday, November 23, 2008 at 8:24:19 PM

File 2: Line 6: This case was run on вторник, сентябрь 1, 2026 at 14:30:46

File 1: Line 359: 5,19465494146443

File 2: Line 359: 5,19465494146439

File 1: Line 410: 1,23276850034883

File 2: Line 410: 1,23276850034879

File 1: Line 435: 3,44402825340365

File 2: Line 435: 3,4440282534036

File 1: Line 461: 0,485117071650844

File 2: Line 461: 0,485117071650781

File 1: Line 486: 1,45955161325549

File 2: Line 486: 1,45955161325541

File 1: Line 512: 0,239532304977222

File 2: Line 512: 0,239532304977256

File 1: Line 563: 0,134343552905138

File 2: Line 563: 0,134343552905149

File 1: Line 588: 0,465808639798615

File 2: Line 588: 0,465808639798631

File 1: Line 614: 8,17320217392862E-02

File 2: Line 614: 8.17320217392978E-02

File 1: Line 639: 0.303290933364875

File 2: Line 639: 0,303290933364899

File 1: Line 665: 5.26069942721572E-02

File 2: Line 665: 5.26069942721542E-02

File 1: Line 690: 0,208491268892066

File 2: Line 690: 0,208491268892081

File 1: Line 716: 3,52895012930342E-02

File 2: Line 716: 3,52895012930072E-02

File 1: Line 741: 0,149063446624437

File 2: Line 741: 0,149063446624386

File 1: Line 767: 2,44327257923456E-02

File 2: Line 767: 2.44327257923837E-02

File 1: Line 792: 0,109778776656964

File 2: Line 792: 0,109778776657034

File 1: Line 818: 1,73432306663139E-02

File 2: Line 818: 1.73432306663078E-02

File 1: Line 843: 8.27327891923512E-02

File 2: Line 843: 8,27327891923226E-02

File	1:	Line	868:	End	of	MicroShield	8	Case	File:
E:\Radsoft\Microshield\Version				8.XX\Version		8.03\MSD\Source			-
Beta\Validation\Base\ANSI				II.msd					

File 2: Line 868: End of MicroShield 8 Case File: C:\Program Files (x86)\MicroShield 8\Validation\Test\ANSI_II.msdl

Протокол порівняння для еталонної конфігурації ESIS_D2.

*** Comparison Results ***

File 1: C:\Program Files (x86)\MicroShield 8\Validation\Base\ESIS_D2.msdl

File 2: C:\Program Files (x86)\MicroShield 8\Validation\Test\ESIS_D2.msdl

File 1: Line 2: Licensed To: Grove Software, Inc.

File 2: Line 2: Licensed To: 123

File 1: Line 5: The execution time was: 00:00:01

File 2: Line 5: The execution time was: 00:00:00

File 1: Line 6: This case was run on Sunday, November 23, 2008 at 8:25:18 PM

File 2: Line 6: This case was run on вторник, сентябрь 1, 2026 at 14:30:48

File 1: Line 347: End of MicroShield 8 Case File:
E:\Radsoft\Microshield\Version 8.XX\Version 8.03\MSD\Source -
Beta\Validation\Base\ESIS_D2.msdl

File 2: Line 347: End of MicroShield 8 Case File: C:\Program Files (x86)\MicroShield 8\Validation\Test\ESIS_D2.msdl

Протокол порівняння для еталонної конфігурації ESIS_D3.

*** Comparison Results ***

File 1: C:\Program Files (x86)\MicroShield 8\Validation\Base\ESIS_D3.msdl

File 2: C:\Program Files (x86)\MicroShield 8\Validation\Test\ESIS_D3.msdl

File 1: Line 2: Licensed To: Grove Software, Inc.

File 2: Line 2: Licensed To: 123

File 1: Line 5: The execution time was: 00:00:01

File 2: Line 5: The execution time was: 00:00:00

File 1: Line 6: This case was run on Sunday, November 23, 2008 at 8:25:40 PM

File 2: Line 6: This case was run on ввторник, сентябрь 1, 2026 at 14:30:49

File 1: Line 297: 7,85608128826303E-05

File 2: Line 297: 7,85608128826302E-05

File 1: Line 323: 5,60962784278028

File 2: Line 323: 5,60962784278027

File 1: Line 347: End of MicroShield 8 Case File:
E:\Radsoft\Microshield\Version 8.XX\Version 8.03\MSD\Source -
Beta\Validation\Base\ESIS_D3.msdl

File 2: Line 347: End of MicroShield 8 Case File: C:\Program Files
(x86)\MicroShield 8\Validation\Test\ESIS_D3.msdl

Протокол порівняння для еталонної конфігурації ESIS_D5.

*** Comparison Results ***

File 1: C:\Program Files (x86)\MicroShield 8\Validation\Base\ESIS_D5.msdl

File 2: C:\Program Files (x86)\MicroShield 8\Validation\Test\ESIS_D5.msdl

File 1: Line 2: Licensed To: Grove Software, Inc.

File 2: Line 2: Licensed To: 123

File 1: Line 6: This case was run on Sunday, November 23, 2008 at 8:26:20 PM

File 2: Line 6: This case was run on ввторник, сентябрь 1, 2026 at 14:30:49

File 1: Line 297: 842760,238989462

File 2: Line 297: 842760,238989463

File 1: Line 347: End of MicroShield 8 Case File:
E:\Radsoft\Microshield\Version 8.XX\Version 8.03\MSD\Source -
Beta\Validation\Base\ESIS_D5.msdl

File 2: Line 347: End of MicroShield 8 Case File: C:\Program Files
(x86)\MicroShield 8\Validation\Test\ESIS_D5.msdl

Протокол порівняння для еталонної конфігурації ESIS_D6.

*** Comparison Results ***

File 1: C:\Program Files (x86)\MicroShield 8\Validation\Base\ESIS_D6.msd

File 2: C:\Program Files (x86)\MicroShield 8\Validation\Test\ESIS_D6.msd

File 1: Line 2: Licensed To: Grove Software, Inc.

File 2: Line 2: Licensed To: 123

File 1: Line 5: The execution time was: 00:00:01

File 2: Line 5: The execution time was: 00:00:00

File 1: Line 6: This case was run on Sunday, November 23, 2008 at 8:26:40 PM

File 2: Line 6: This case was run on вторник, сентябрь 1, 2026 at 14:30:50

File 1: Line 347: End of MicroShield 8 Case File:
E:\Radsoft\Microshield\Version 8.XX\Version 8.03\MSD\Source -
Beta\Validation\Base\ESIS_D6.msd

File 2: Line 347: End of MicroShield 8 Case File: C:\Program Files
(x86)\MicroShield 8\Validation\Test\ESIS_D6.msd

Протокол порівняння для еталонної конфігурації EXAMP#6E.

*** Comparison Results ***

File 1: C:\Program Files (x86)\MicroShield 8\Validation\Base\EXAMP#6E.msd

File 2: C:\Program Files (x86)\MicroShield 8\Validation\Test\EXAMP#6E.msd

File 1: Line 2: Licensed To: Grove Software, Inc.

File 2: Line 2: Licensed To: 123

File 1: Line 5: The execution time was: 00:00:01

File 2: Line 5: The execution time was: 00:00:00

File 1: Line 6: This case was run on Sunday, November 23, 2008 at 8:27:03 PM

File 2: Line 6: This case was run on вторник, сентябрь 1, 2026 at 14:30:51

File 1: Line 307: 1,04635899473696E-86

File 2: Line 307: 1,04635899473695E-86

File 1: Line 308: 1,58096949344363E-41

File 2: Line 308: 1,58096949344362E-41

File 1: Line 313: 1,38329736405915E-08

File 2: Line 313: 1,38329736405916E-08

File 1: Line 314: 5,20594082107323E-06

File 2: Line 314: 5,20594082107324E-06

File 1: Line 315: 5,33272342182792E-06

File 2: Line 315: 5,33272342182793E-06

File 1: Line 316: 2,62597977217509E-03

File 2: Line 316: 2,6259797721751E-03

File 1: Line 320: 4,90927533269772

File 2: Line 320: 4,90927533269773

File 1: Line 321: 36,9196946072308

File 2: Line 321: 36,9196946072309

File 1: Line 337: 7,00080054297359E-09

File 2: Line 337: 7,0008005429736E-09

File 1: Line 338: 2,67154840320608E-06

File 2: Line 338: 2,67154840320609E-06

File 1: Line 340: 7,78756189711176E-04

File 2: Line 340: 7,78756189711177E-04

File 1: Line 343: 60,6614878066735

File 2: Line 343: 60,6614878066736

File 1: Line 344: 47,3258094839487

File 2: Line 344: 47,3258094839488

File 1: Line 355: End of MicroShield 8 Case File:
 E:\Radsoft\Microshield\Version 8.XX\Version 8.03\MSD\Source -
 Beta\Validation\Base\EXAMP#6E.msd

File 2: Line 355: End of MicroShield 8 Case File: C:\Program Files (x86)\MicroShield 8\Validation\Test\EXAMP#6E.msd

Протокол порівняння для еталонної конфігурації EXAMP#6F.

*** Comparison Results ***

File 1: C:\Program Files (x86)\MicroShield 8\Validation\Base\EXAMP#6F.msd

File 2: C:\Program Files (x86)\MicroShield 8\Validation\Test\EXAMP#6F.msd

File 1: Line 2: Licensed To: Grove Software, Inc.

File 2: Line 2: Licensed To: 123

File 1: Line 5: The execution time was: 00:00:01

File 2: Line 5: The execution time was: 00:00:00

File 1: Line 6: This case was run on Sunday, November 23, 2008 at 8:27:34 PM

File 2: Line 6: This case was run on вторник, сентябрь 1, 2026 at 14:30:51

File 1: Line 308: 3,05304808195084E-102

File 2: Line 308: 3,05304808195081E-102

File 1: Line 318: 4,63330450066166E-02

File 2: Line 318: 4,63330450066167E-02

File 1: Line 319: 8,55212714331901E-02

File 2: Line 319: 8,55212714331902E-02

File 1: Line 337: 1,08393379551774E-14

File 2: Line 337: 1,08393379551773E-14

File 1: Line 342: 6,58262086444559E-02

File 2: Line 342: 0,065826208644456

File 1: Line 355: End of MicroShield 8 Case File:
E:\Radsoft\Microshield\Version 8.XX\Version 8.03\MSD\Source -
Beta\Validation\Base\EXAMP#6F.msd

File 2: Line 355: End of MicroShield 8 Case File: C:\Program Files (x86)\MicroShield 8\Validation\Test\EXAMP#6F.msd

Збіг результатів показує коректність застосування розрахункового коду. Результати валідації показують збіг до 12 знаків після коми, що підтверджує коректність застосування розрахункової системи.

ДОДАТОК Д

Результати моделювання представницьких ВП з використанням коду RELAP5

Таблиця Д.1 — Результати обчислювального експерименту з удосконаленою імітаційною комп'ютерною моделлю реакторної установки ВВЕР-1000, побудованої на основі RELAP5

Розмір течі Ду, мм	$t_{Вих}^{450\text{ }^{\circ}\text{C}}$, с ($T_{об}^{cp}$ / $T_{об}^{макс}$, °C)	$t_{Вих}^{500\text{ }^{\circ}\text{C}}$, с ($T_{об}^{cp}$ / $T_{об}^{макс}$, °C)	$t_{Вих}^{600\text{ }^{\circ}\text{C}}$, с ($T_{об}^{cp}$ / $T_{об}^{макс}$, °C)	$t_{Вих}^{650\text{ }^{\circ}\text{C}}$, с ($T_{об}^{cp}$ / $T_{об}^{макс}$, °C)	$t_{Вих}^{700\text{ }^{\circ}\text{C}}$, с ($T_{об}^{cp}$ / $T_{об}^{макс}$, °C)	$t_{Об,ср}^{1200\text{ }^{\circ}\text{C}}$ / $t_{Об,макс}^{1200\text{ }^{\circ}\text{C}}$, с ($T_{АкЗ}^{вих}$, °C)	$\Delta T_{нас}$ при $T_{об}^{cp}$ / $T_{об}^{макс}$ 1200 °C, °C	M_{Zr} , % (t при якому підвищується критерій у 1%, с)	$L_{об}^{макс}$, % (t якому підвищується критерій 18%, з)
Течі 1 контур холодна нитка. (Відмова САОЗ (знеструмлення))									
10	8098 (551 °C / 568 °C)	8311 (620 °C / 645 °C)	8946 (796 °C / 823 °C)	9358 (948 °C / 933 °C)	9813 (994 °C / 978 °C)	12340 / 12254 (977 °C / 992 °C)	-637/-624	4,60 (9650 с)	5,957

Продовження табл. Д.1

15	7831 (547 °C / 570 °C)	8020 (616 °C / 641 °C)	8500 (764 °C / 800 °C)	8817 (849 °C / 872 °C)	9241 (889 °C / 914 °C)	11596 / 11540 (924 °C / 917 °C)	-571/-563	4,42 (8850 с)	5,470
20	7108 (544 °C / 561 °C)	7329 (628 °C / 670 °C)	7740 (736 °C / 836 °C)	7943 (846 °C / 900 °C)	8081 (860 °C / 915 °C)	8847 / 8842 (786 °C / 782 °C)	-433/-433	2,06 (8350 с)	3,747
25	5925 (549 °C / 565 °C)	6153 (644 °C / 666 °C)	6600 (783 °C / 856 °C)	6813 (840 °C / 880 °C)	6925 (853 °C / 894 °C)	7547 / 7641 (762°C / 772°C)	-416/-443	2,03 (6800 с)	3,719
30	5206 (610 °C / 642 °C)	5374 (685 °C / 725 °C)	5936 (800 °C / 914 °C)	6053 (902 °C / 991 °C)	6422 (957 °C / 1051 °C)	6859 / 6834 (759 °C / 748 °C)	-434/-423	1,92 (6400 с)	3,641

Продовження табл. Д.1

35	4670 (642 °C / 686 °C)	4779 (741 °C / 792 °C)	5450 (943 °C / 1074 °C)	5656 (1015 °C / 1130 °C)	5785 (1038 °C / 1155 °C)	5899 / 5860 (744 °C / 729 °C)	-439/-423	1,38 (5600 с)	3,513
40	4122 (675 °C / 702 °C °C)	4324 (758 °C / 834 °C)	4621 (892 °C / 1010 °C)	Не досягаєтьс я		4987 / 4883 (664 °C / 641 °C)	-374/-348	0,93	2,694
50	3293 (733 °C / 793 °C)	3420 (850 °C / 905 °C)	Не досягаєть ся	Не досягаєтьс я		3776 / 3668 (596 / 582 °C)	-324/-307	0,50	2,190
60	2468 (811 °C / 867 °C)	2563 (949 °C / 1041 °C)	Не досягаєть ся	Не досягаєтьс я		2693 / 2639 (529 °C / 528 °C)	-262/-259	0,31	1,638

Продовження табл. Д.1

70	Не досягаєт ься	Не досягаєт ься	Не досягаєть ся	Не досягаєтьс я		2294 / 2205 (464 °C / 451 °C)	-207/-191	0,40	2,327
80	12012 (754 °C / 938 °C)	Не досягаєт ься	Не досягаєть ся	Не досягаєтьс я		12414 / 12240 (516 °C / 474 °C)	-332/-287	0,30	1,599
90	4686 (816 °C / 1194 °C)	Не досягаєт ься	Не досягаєть ся	Не досягаєтьс я		4858 / 4687 (493 °C / 450 °C)	-307/-257	0,08	1,232
100	3238 (747 °C / 1011 °C)	Не досягаєт ься	Не досягаєть ся	Не досягаєтьс я		3494 / 3296 (545 °C / 473 °C)	-360/-278	0,08	1,324

Продовження табл. Д.1

100 ЕОС	3001 (672 °C / 844 °C)	3083 (748 °C / 1021 °C)	Не досягаєть ся	Не досягаєтьс я		3183 / 3133 (551/522)	-355/-328	0,07	1,323
100мм (ЕОС, потужн. 75% від номінал.)	3322 (664/836)	3106 (740/100 4)	Не досягаєть ся	Не досягаєтьс я		3387 / 3166 (674/536)	-489/-340	0,07	1,325
110	2709 (775 °C / 1030 °C)	Не досягаєт ься	Не досягаєть ся	Не досягаєтьс я		2996 / 2751 (566 °C / 471 °C)	-382/-282	0,09	1,205
125	Не досягаєт ься	Не досягаєт ься	Не досягаєть ся	Не досягаєтьс я		2412 / 2247 (493 °C / 424 °C)	-323/-244	0,05	1,168

Продовження табл. Д.1

150	Не досягаєт ься	Не досягаєт ься	Не досягаєть ся	Не досягаєтьс я		2244 / 2076 (474 °C / 384 °C)	-326/-222	0,05	1,066
150 ЕОС	1748 (700/976)	Не досягаєт ься	Не досягаєть ся	Не досягаєтьс я		2012 / 1803 (672/491)	-518/-323	0,04	1,150
160	Не досягаєт ься	Не досягаєт ься	Не досягаєть ся	Не досягаєтьс я		2101 / 1946 (442/372)	-300/-217	0,05	1,029
170	Не досягаєт ься	Не досягаєт ься	Не досягаєть ся	Не досягаєтьс я		1888 / 1730 (479 °C / 386 °C)	-341/-235	0,04	1,015

Продовження табл. Д.1

180	Не досягаєт ься	Не досягаєт ься	Не досягаєть ся	Не досягаєтьс я		1915 / 1727 (510 °C / 372 °C)	-374/-221	0,03	1,071
200	Не досягаєт ься	Не досягаєт ься	Не досягаєть ся	Не досягаєтьс я		1749 / 1600 (400 °C / 333 °C)	-280/-198	0,03	0,960
250	Не досягаєт ься	Не досягаєт ься	Не досягаєть ся	Не досягаєтьс я		1289 / 1145 (370/255)	-255/-126	0,03	0,911
279	Не досягаєт ься	Не досягаєт ься	Не досягаєть ся	Не досягаєтьс я		1356 / 1182 (364 °C / 236 °C)	-262/-117	0,01	0,936

Продовження табл. Д.1

300	Не досягається! Розрахунок закінчено на 2763 с.: твих.а.з. 436°C, 4209°C / 4953°C			1336 / 1192 (311 °C / 250 °C)	-210/-142	0,03	0,239
350	Не досягаєт ься	Не досягаєт ься	Не досягається	1071 / 933 (291°C / 212°C)	-191/-105	0,02	0,890
350мм (ЕОС, потужн. 75% від номінал.)	Не досягаєт ься	Не досягаєт ься	Не досягається	1209 / 1022 (457/274)	-366/-182	0,03	2,914
350мм (ЕОС, потужн. 60% від номінал.)	Не досягається			Не досягаєт ься	Не досягаєт ься	0,04	2,975

Продовження табл. Д.1

450	Не досягається	630 / 532 (180 °C / 167 °C)	-80/-65	0,03	0,833
500	Не досягається	496 / 406 (162 °C / 157 °C)	-62/-55	0,03	0,889
850 (МПА)	Не досягається	304 / 210 (114 °C / 114 °C)	-15/-15	0,01	0,675
850мм (ЕОС, потужн. 75% від номінал.)	Не досягається	410 / 315 (111/100)	-11/0	0,04	0,824

Продовження табл. Д.1

850мм (ЕОС, потужн. 60% від номінал.)	Не досягається					434 / 313 (100/103)	0/-7	0,02	0,833
850 (МПА) (без урахування консервативно сті залишкових енерговиділень)	Не досягається					328/264 (111°C / 111°C)	-13.5/-12	0,01	0,728
Течі 1 контуру гаряча нитка. (Відмова САОЗ (знеструмлення))									
10 гор. нитка	8267 (552 °C / 575 °C)	8447 (611 °C / 648 °C)	9201 (828 °C / 835 °C)	9539 (931 °C / 921 °C)	9993 (975 °C / 964 °C)	12866 / 12760 (1016 °C / 1002 °C)	-661/-647	4,56 (10100 с)	5,813

Продовження табл. Д.1

15 гор. нитка	8169 (533 °C / 555 °C)	8408 (627 °C / 646 °C)	9176 (836 °C / 837 °C)	9633 (897 °C / 929 °C)	10092 (939 °C / 973 °C)	12806 / 12696 (995 °C / 981 °C)	-644/-630	4,41 (10300 с)	5,923
20 гор. нитка	7850 (550 °C / 572 °C)	8031 (625 °C / 638 °C)	8555 (786 °C / 796 °C)	10107 (757 °C / 774 °C)	10546 (789 °C / 807 °C)	12567 / 12467 (930 °C / 920 °C)	-581/-571	4,41 (9645 с)	6,286
25 гор. нитка	7417 (546 °C / 562 °C)	7628 (624 °C / 650 °C)	8383 (817 °C / 832 °C)	8808 (935 °C / 929 °C)	9231 (979 °C / 973 °C)	10105 / 10048 (803 °C / 792 °C)	-456/-445	2,64 (9320 с)	4,562
30 гор. нитка	7029 (576 °C / 604 °C)	7295 (641 °C / 699 °C)	7940 (835 °C / 866 °C)	8263 (920 °C / 954 °C)	8538 (950 °C / 986 °C)	8996 / 9049 (783 °C / 793 °C)	-451/-461	2,14 (8560 с)	3,679

Продовження табл. Д.1

35 гор. нитка	6625 (580 °C / 620 °C)	6908 (671 °C / 731 °C)	7025 (890 °C / 985 °C)	7666 (932 °C / 1029 °C)	7833 (952 °C / 1051 °C)	8089 / 7984 (776 °C / 733 °C)	-469/-423	1,34 (7865 с)	2,938
40 гор. нитка	6301 (610 °C / 662 °C)	6541 (747 °C / 810 °C)	6910 (981 °C / 1070 °C)	7005 (1052 °C / 1171 °C)		7132 / 7028 (708 °C / 643 °C)	-415/-354	0,83	2,427
50 гор. нитка	4805 (727 °C / 755 °C)	4958 (854 °C / 880 °C)	Не досягаєть ся	Не досягаєтьс я		5387 / 5246 (578 °C / 553 °C)	-314/-282	0,40	1,908
60 гор. нитка	3366 (684 °C / 716 °C)	3896 (647 °C / 757 °C)	Не досягаєть ся	Не досягаєтьс я		4845 / 4742 (517 °C / 451 °C)	-273/-205	0,77	4,609

Продовження табл. Д.1

70 гор. нитка	3732 (700 °C / 773 °C)	4178 (693 °C / 768 °C)	6255 (805 °C / 958 °C)	Не досягаєтьс я		6876 / 6700 (663 °C / 641 °C)	-443/-425	0,92	14,705
80 гор. нитка	8798 (567 °C / 674 °C)	9295 (691 °C / 846 °C)	10501 (937 °C / 1166 °C)	10606 (902 °C / 1170 °C)		10681 / 10297 (682 °C / 594 °C)	-490/-403	0,33	2,093
90 гор. нитка	6037 (511 °C / 536 °C)	7256 (613 °C / 701 °C)	7793 (832 °C / 1165 °C)	Не досягаєтьс я		8059 / 7804 (630 °C / 595 °C)	-443/-408	0,15	1,663
100 гор. нитка	6817 (568 °C / 667 °C)	7063 (683 °C / 818 °C)	Не досягаєть ся	Не досягаєтьс я		7494 / 7263 (568 °C / 537 °C)	-394/-354	0,08	1,439

Продовження табл. Д.1

100 гор. Нитка ЕОС	6515 (564 °C / 681 °C)	6514 (564 °C / 681 °C)	Не досягаєть ся	Не досягаєтьс я		7407 / 7103 (678 °C / 580 °C)	-499/-396	0,73	16,622
100гор. нитка (ЕОС, потужн. 75% від номінал.)	6246 (565/711)	6445 (659/823)	Не досягаєть ся	Не досягаєтьс я		8741 / 8486 (твих.а.з . 621/508)	-464/-331	0,14	2,204
100гор. нитка (ЕОС, потужн. 60% від номінал.)	6176 (583/714)	6369 (671/829)	Не досягаєть ся	Не досягаєтьс я		8722 / 8457 (твих.а.з . 666/502)	-498/-340	0,13	2,082
125 гор. нитка	5581 (778 °C / 1193 °C)	Не досягаєт ься	Не досягаєть ся	Не досягаєтьс я		5822 / 5582 (540 °C / 446 °C)	-386/-285	0,07	1,315

Продовження табл. Д.1

150 гор. нитка	Не досягаєт ься	Не досягаєт ься	Не досягаєть ся	Не досягаєтьс я		4547 / 4317 (503 °C / 391 °C)	-363/-238	0,04	1,169
150 гор. Нитка ЕОС	Не досягаєт ься	Не досягаєт ься	Не досягаєть ся	Не досягаєтьс я		4173 / 3896 (668 °C / 452 °C)	-524/-296	0,04	1,251
200 гор. нитка	Не досягаєт ься	Не досягаєт ься	Не досягаєть ся	Не досягаєтьс я		2587 / 2393 (455 °C / 316 °C)	-337/-188	0,03	1,018
250 гор. нитка	Не досягаєт ься	Не досягаєт ься	Не досягаєть ся	Не досягаєтьс я		1985/18 15 (388 °C / 282 °C)	-280/-171	0,02	0,959

Продовження табл. Д.1

300 гор. нитка	Не досягається	1466 / 1305 (348 °C / 271 °C)	-251/-162	0,02	0,907
350 гор. нитка (ЕОС, потужн. 75% від номінал.)	Не досягається	1148 / 986 (278/284)	-178/-184	0,02	0,866
350 гор. нитка (ЕОС, потужн. 60% від номінал.)	Не досягається	1167 / 1002 (282/287)	-183/-180	0,02	0,882
500 гор. нитка	Не досягається	754 / 638 (142 °C / 130 °C)	-44/-32	0,01	0,765

Продовження табл. Д.1

850 гор. нитка (МПА)	Не досягається					451 / 356 (113 °C / 106 °C)	-16/-7	0,01	0,733
850 гор. нитка (ЕОС, потужн. 75% від номінал.)	Не досягається					583 / 463 (241/187)	-142/-87	0,02	0,815
850 гор. нитка (ЕОС, потужн. 60% від номінал.)	Не досягається					585 / 448 (275/182)	-175/-85	0,02	0,831
Повне знеструмлення + зависання контр. ІЗП КТ у відкритому положенні	6147 (650 °C / 636 °C)	6860 (712 °C / 724 °C)	7645 (1106 °C / 1191 °C)	Не досягаєтьс я		7799 / 7694 (636 °C / 611 °C)	-347/-319	0,7	2,873

Продовження табл. Д.1

100мм ХН 1/3 САОЗ ВД+ 0/3 САОЗ НД	Не досягається! При всіх течах діаметром 100мм — 500 мм РУ переводиться у стабільний стан, що охолоджується! (Теплоносій з течі наповнює бак-прямок TQ10, внаслідок чого створюється рециркуляція т/н з течі у 1к насосом САОЗ)				
100мм ГН 1/3 САОЗ ВД+ 0/3 САОЗ НД	Не досягається! При всіх течах діаметром 100мм — 850(двохст.) мм РУ переводиться у стабільний стан, що охолоджується! (Теплоносій з течі наповнює бак-прямок TQ10, внаслідок чого створюється рециркуляція т/н з течі у 1к насосом САОЗ)				
850мм ХН (1/3 САОЗ ВД+ 0/3 САОЗ НД)	Не досягається!	346 / 246 (103 °С / 100 °С)	-3/0	0,01	0,693
850мм ГН (1/3 САОЗ ВД+ 0/3 САОЗ НД)	Не досягається! РУ перетворюється на стабільний охолоджуваний стан (Теплоносій з течі наповнює бак-прямок TQ10, внаслідок чого створюється рециркуляція т/н з течі у 1к насосом САОЗ)! Розрахунок закінчено на 16000 з параметрами: 107°С, твих.а.з. 101°С				

Продовження табл. Д.1

50мм ХН (Відмова САОЗ (знеструмленн я) + розхолодження 2к за ВФЗ-1.1))	3824 (765 °C / 808 °C)	3914 (849 °C / 911 °C)	Не досягаєть ся			4196 / 4129 (533 °C / 531 °C)	-269/-267	0,001	0,675
50мм (150мм) ХН (Відмова САОЗ (знеструмленн я) + 1/ЗТК з ВФЗ-1.1)	Не досягаєт ься	Не досягаєт ься	Не досягаєть ся	Не досягаєтьс я		2271 / 2082 (527 °C / 407 °C)	-379/-253	0,67	1,049

Продовження табл. Д.1

Повна втрата поживної води	8625 (541 °C / 568 °C)	8820 (589 °C / 637 °C)	9304 (760 °C / 793 °C)	9767 (868 °C / 910 °C)	10223 (908 °C / 952 °C)	13130 / 13041 (1018 °C / 1003 °C)	-665/-650	5,29 (9900 с)	6,277
Повне знеструмлення без течії	8287 (553 °C / 576 °C)	8470 (609 °C / 643 °C)	9153 (818 °C / 822 °C)	9545 (787 °C / 922 °C)	10011 (825 °C / 967 °C)	12991 / 12894 (1019 °C/1004 °C)	-661/-645	4,56 (10068 с)	5,663 (14662 с)
Повне знеструмлення енергоблоку (ЕОС, потужн. 75% від номінал.)	9139 (533 °C / 546 °C)	9425 (612 °C / 627 °C)	10128 (790 °C / 802 °C)	10507 (830 °C / 857 °C)	10942 (864 °C / 892 °C)	13790 / 13640 (1027 °C / 1000 °C)	-649/-640	4,00 (12200 с)	6,097

Продовження табл. Д.1

Повне знеструмлення енергоблоку (ЕОС, потужн. 60% вид номинал.)	10147 (тоб.ТВ ЕЛ 531°C / 535°C)	10407 (тоб.ТВ ЕЛ 614°C / 626°C)	11211 (тоб.ТВЕ Л 777°C / 793°C)	12035 (тоб.ТВЕЛ 747°C / 772°C)	12405 (тоб.ТВЕЛ 769°C / 795°C)	14872 / 14772 (1033°C / 991°C)	-664/-633	3,95 (13400 с)	5,994
Повне знеструмлення енергоблоку. Відкриття 1го ІЗП КТ + 0/3 САОЗ ВД (невдалий режим скиду- підпитки)	4574 (тоб.ТВ ЕЛ 690°C / 681°C)	4714 (тоб.ТВ ЕЛ 745°C / 752°C)	5432 (тоб.ТВЕ Л 752°C / 798°C)	6428 (тоб.ТВЕЛ 855°C / 1122°C)		6515 / 6493 (663°C / 655°C)	-375/-371	0,59	2,603

Продовження табл. Д.1

Течі 1-2									
13мм (1 трубка) 3/3 САОЗ ВТ+НТ	Не досягається! Розрахунок завершено на 86400 с з параметрами: тоб.ТВЕЛ 277°C, твих.а.з.. 277°C, dTs1 32°C								
13мм (3 трубки) 3/3 САОЗ ВТ+НТ	Не досягається! Розрахунок завершено на 86400 с. з параметрами: тоб.ТВЕЛ 277°C, твих.а.з..276°C, dTs1 1°C								
100мм ХК 3/3 САОЗ ВТ+НТ	28940 (тоб.ТВ ЕЛ 666°C / 717°C)	29126 (тоб.ТВ ЕЛ 756°C / 778°C)	29595 (тоб.ТВЕ Л 872°C / 960°C)	29805 (тоб.ТВЕЛ 853°C / 1105°C)	30061 (тоб.ТВЕЛ 860°C / 1114°C)	30421 / 30267 (770°C / 723°C)	-493/-454	1,51 (29800)	0,675

Продовження табл. Д.1

100мм ГК 3/3 САОЗ ВТ+НТ	28701 (тоб.ТВ ЕЛ 695°C / 727°C)	28882 (тоб.ТВ ЕЛ 762°C / 782°C)	29332 (тоб.ТВЕ Л 884°C / 976°C)	29599 (тоб.ТВЕЛ 818°C / 1073°C)	29812 (тоб.ТВЕЛ 823°C / 1080°C)	30119 / 29951 (772°C / 731°C)	-496/-463	1,27 (29830 с)	3,829
13мм (1 трубка) Відмова САОЗ (знеструмленн я)	11150 (тоб.ТВ ЕЛ 548°C / 576°C)	11336 (тоб.ТВ ЕЛ 611°C / 660°C)	11711 (тоб.ТВЕ Л 774°C / 794°C)	11950 (тоб.ТВЕЛ 780°C / 873°C)	12172 (тоб.ТВЕЛ 794°C / 889°C)	12776 / 12769 (836°C / 835°C)	-480/-478	2,23 (12420 с)	3,553
13мм (3 трубки) Відмова САОЗ (знеструмленн я)	12406 (тоб.ТВ ЕЛ 528°C / 546°C)	12655 (тоб.ТВ ЕЛ 610°C / 641°C)	13154 (тоб.ТВЕ Л 763°C / 810°C)	13555 (тоб.ТВЕЛ 788°C / 898°C)	13863 (тоб.ТВЕЛ 805°C / 918°C)	14843 / 14652 (859°C / 831°C)	-518/-497	2,75 (14020 с)	4,522

Продовження табл. Д.1

100мм ХК Відмова САОЗ (знеструмленн я)	3423 (тоб.ТВ ЕЛ 723°C / 740°C)	3557 (тоб.ТВ ЕЛ 855°C / 886°C)	3776 (тоб.ТВЕ Л 1009°C / 1075°C)	3944 (тоб.ТВЕЛ 1011°C / 1358°C)		3916 / 3857 (639°C / 622°C)	-355/-338	0,45	2,321
100мм ХК Відмова САОЗ (знеструмленн я) (без врахування консервативно сті залишкових енерговиділень)	3697 (тоб.ТВ ЕЛ 732°C / 752°C)	3833 (тоб.ТВ ЕЛ 806°C / 860°C)	4077 (тоб.ТВЕ Л 1016°C / 1035°C)	4263 (тоб.ТВЕЛ 984°C / 1183°C)		4479 / 4366 (729°C / 677°C)	-445/-394	0,93 (4040 с)	3,558 (4204 с)

Продовження табл. Д.1

Течі 2к									
Розрив п/п ПГ (0/2 ДЖЕН + 0/3 АЖЕН)	9510 (тоб.ТВ ЕЛ 544°C / 584°C)	9678 (тоб.ТВ ЕЛ 588°C / 636°C)	10143 (тоб.ТВЕ Л 750°C / 780°C)	10556 (тоб.ТВЕЛ 890°C / 889°C)	11027 (тоб.ТВЕЛ 929°C / 928°C)	14073 / 13985 (1023°C / 1010°C)	-662/-651	5,85 (10800 с)	6,556
Процеси без спрацювання АЗ (АТWS)									
Втрата вакууму ТГ (Відмова АЗ + 0/3 АЖЕН)	14957 (тоб.ТВ ЕЛ 537°C / 551°C)	15172 (тоб.ТВ ЕЛ 587°C / 627°C)	15916 (тоб.ТВЕ Л 802°C / 806°C)	16393 (тоб.ТВЕЛ 787°C / 883°C)	16922 (тоб.ТВЕЛ 812°C / 911°C)	20397 / 20287 (1028°C / 1014°C)	-671/-661	5,24 (17700 с)	6,356
Відключення 2х ТПН (Відмова АЗ + 0/2 ДЖЕН + 0/3 АЖЕН)	3637 (тоб.ТВ ЕЛ 580°C / 603°C)	3826 (тоб.ТВ ЕЛ 645°C / 701°C)	4143 (тоб.ТВЕ Л 762°C / 820°C)	4354 (тоб.ТВЕЛ 855°C / 906°C)	4639 (тоб.ТВЕЛ 911°C / 965°C)	4983 / 4998 (760°C / 764°C)	-401/-405	1,56 (4800 с)	3,235

Продовження табл. Д.1

Процеси без спрацювання АЗ (АТWS) для змішаної активної зони з ТВ3А+ТВ3-WR									
Втрата вакууму ТГ (Відмова АЗ + 0/3 АЖЕН)	12727 (542/562)	12965 (610/628)	13801 (826/830)	14310 (890 °C / 919 °C)	14810 (921 °C / 951 °C)	18001 / 17910 (1019/10 05)	-661/-647	1,99 (15666 с)	2,385
Відключення 2х ТЖН (Відмова АЗ + 0/2 ДЖЕН + 0/3 АЖЕН)	2584 (553/636)	2769 (637/735)	3063 (752/840)	3256 (820 °C / 952 °C)	3652 (849 °C / 986 °C)	4159 / 3720 (901/754)	-543/-397	1,40 (3375 с)	2,709