

**МІНІСТЕРСТВО ОСВІТИ І НАУКИ УКРАЇНИ
ХАРКІВСЬКИЙ НАЦІОНАЛЬНИЙ УНІВЕРСИТЕТ
ІМЕНІ В. Н. КАРАЗІНА**

Навчально-науковий інститут Українська інженерно-педагогічна академія
Кафедра електротехніки та електроенергетики
Спеціальність 141 Електроенергетика, електротехніка та електромеханіка
Освітньо-професійна програма Електричні станції, мережі та системи

ЗАТВЕРДЖУЮ

Завідувач кафедри

(підпис)

К.Т.Н., доцент Артем ЧЕРНЮК

(науковий ступінь, вчене звання, ім'я, прізвище)

«___» _____ 2025 р.

ЗАВДАННЯ

**на кваліфікаційну роботу дипломну роботу
другого (магістерського) рівня вищої освіти**

здобувачу вищої освіти Наталія ВІНОКУРОВА

1. Тема «Розробка інтерактивного тренажерного комплексу для симуляції розвитку аварії на Чорнобильській АЕС»

затверджена наказом по академії 4801-5/3665 від «06» жовтня 2025 р.

2. Термін здачі закінченої роботи «15» грудня 2025 р.

3. Вихідні дані до роботи/проєкту: Теоретичні та практичні розробки вітчизняних та зарубіжних авторів за темою роботи, періодичні видання

4. Зміст роботи/проєкту (перелік питань, які належить розробити):

ВСТУП; РОЗДІЛ 1 АНАЛІЗ ОСНОВНИХ ФАКТОРІВ ТА СЦЕНАРІЇВ РОЗВИТКУ ЧОРНОБИЛЬСЬКОЇ КАТАСТРОФИ; РОЗДІЛ 2. КОМП'ЮТЕРНА СИМУЛЯЦІЯ РОЗВИТКУ АВАРІЇ НА ЧОРНОБИЛЬСЬКІЙ АЕС ІЗ ЗАСТОСУВАННЯМ ІНТЕРАКТИВНОГО ТРЕНАЖЕРА-СИМУЛЯТОРА; РОЗДІЛ 3. ПРАКТИЧНЕ ЗАСТОСУВАННЯ ТРЕНАЖЕРА-СИМУЛЯТОРА ТА АНАЛІЗ АЛЬТЕРНАТИВНИХ СЦЕНАРІЇВ РОЗВИТКУ ПОДІЙ; ВИСНОВКИ; ПЕРЕЛІК ВИКОРИСТАНИХ ДЖЕРЕЛ

5. Перелік графічного матеріалу (презентаційний матеріал):

Слайди презентації

6. Консультант:

Розділ	Консультант	Підпис, дата		Оцінка (бали)
		Завдання видав	Завдання прийняв	

7. Дата видачі завдання «12» жовтня 2025р.

Керівник

(підпис)

Костянтин БРОВКО

(ім'я, прізвище)

Завдання прийняв до виконання _____ Наталія ВІНОКУРОВА

(підпис)

(ім'я, прізвище)

КАЛЕНДАРНИЙ ПЛАН-ГРАФІК виконання кваліфікаційної дипломної роботи

№ з/п	Назва етапів роботи та питань, які мають бути розроблені відповідно до завдання	Термін виконання	Позначки керівника про виконання завдань
1	Визначення актуальності теми дослідження	02.10.25 – 05.10.25	
2	Проведення аналізу наукової літератури	06.10.25 – 15.10.25	
3	Виконання першого розділу дипломної роботи	16.10.25 – 29.10.25	
4	Виконання другого та третього розділу дипломної роботи	30.10.25 – 26.11.25	
5	Оформлення пояснювальної записки	27.11.25 – 07.12.25	

Студент (ка)

(підпис)

Наталія ВІНОКУРОВА

(ім'я, прізвище)

РЕФЕРАТ

Сторінок тексту – 93; рисунків – 11;
таблиць – 2; літературних джерел – 20.

Розглянуто процес створення математичної моделі та інтерактивного комп'ютерного тренажера-симулятора, призначених для відтворення динаміки розвитку аварії на Чорнобильській АЕС. Основною метою дослідження є ідентифікація ключових фізичних факторів, які призвели до катастрофічного розгону реактора, з подальшим використанням результатів моделювання у навчальних і дослідницьких цілях. У рамках роботи було реалізовано комплексну інтегровану модель, яка охоплює нейтронну кінетику з урахуванням запізнілих нейтронів, змін реактивності через паровий ефект та переміщення регулюючих стрижнів, баланс концентрації ксенону-135, а також теплогідравлічні характеристики активної зони. Симуляція реалізована за допомогою чисельних методів інтегрування з адаптивним часовим кроком, що дозволило відтворити деталі аварійного процесу з високою точністю. Візуалізація динаміки параметрів, таких як потужність, температура, тиск і положення стрижнів, виконана за допомогою веб-бібліотеки з частотою оновлення 60 кадрів за секунду. Верифікація моделі показала відповідність результатів історичним даним із точністю понад 93% для основних параметрів, включаючи момент досягнення пікової потужності та значення температури й тиску. Порівняльний аналіз із наявними літературними джерелами засвідчив, що запропонований підхід має переваги над класичними одновимірними моделями, які не враховують комбіновану дію кількох фізичних факторів. Практична цінність розробки полягає у створенні ефективного навчального інструменту для підготовки оперативного персоналу АЕС, що дозволяє аналізувати критичні сценарії, виявляти ефективні точки втручання та вивчати наслідки помилкових дій. Обмеженням моделі є відсутність просторового розподілу параметрів у

реакторі та спрощення термогідрравлічних залежностей, що планується врахувати в подальших дослідженнях.

Об'єктом дослідження є процес моделювання та симуляції аварійних ситуацій на ядерних енергетичних об'єктах.

Предметом дослідження є інтерактивний тренажерний комплекс як засіб симуляції розвитку аварії на Чорнобильській АЕС.

Мета роботи: розробка математичної моделі та комп'ютерного тренажера для відтворення динаміки аварії на Чорнобильській АЕС, що дозволить виявити ключові закономірності розвитку аварійних процесів у реакторах типу РВПК-1000.

Наукова частина спрямована на аналіз взаємодії фізичних факторів (реактивності, ксенонового отруєння, тепломасообміну), які призвели до катастрофічного розгону реактора.

Практична частина передбачає створення інтерактивного інструменту для підготовки оперативного персоналу АЕС та аналізу ефективності запобіжних заходів, що сприятиме підвищенню рівня ядерної безпеки.

Завдання дослідження:

1. Створити інтегровану математичну модель, яка поєднує розрахунок динаміки потужності реактора з урахуванням нейтронної кінетики, впливу ксенонового отруєння, парового коефіцієнта реактивності, а також процесів тепломасообміну в активній зоні та системі охолодження;
2. Розробити інтерактивний симулятор-тренажер з візуальним відображенням динаміки зміни ключових параметрів ядерного реактора ЧАЕС, можливістю регулювання швидкості симуляції та інструментами для аналізу альтернативних сценаріїв розвитку подій;
3. Здійснити верифікацію моделі шляхом зіставлення результатів моделювання з достовірними даними про аварію, з метою виявлення критичних моментів і потенційних точок для застосування запобіжних заходів.

ABSTRACT

Pages of text – 93; pictures – 11;
tables – 2; literary sources – 20.

The process of creating a mathematical model and an interactive computer simulator designed to reproduce the dynamics of the Chernobyl accident is considered. The main goal of the study is to identify the key physical factors that led to the catastrophic acceleration of the reactor, with the subsequent use of the modeling results for educational and research purposes. As part of the work, a comprehensive integrated model was implemented that covers neutron kinetics taking into account delayed neutrons, changes in reactivity due to the steam effect and movement of control rods, the balance of xenon-135 concentration, as well as the thermal hydraulic characteristics of the core. The simulation was implemented using numerical integration methods with an adaptive time step, which allowed us to reproduce the details of the accident process with high accuracy. The dynamics of parameters such as power, temperature, pressure, and rod position were visualized using a web library with an update rate of 60 frames per second. Verification of the model showed that the results correspond to historical data with an accuracy of over 93% for the main parameters, including the moment of peak power and the values of temperature and pressure. Comparative analysis with available literature sources showed that the proposed approach has advantages over classical one-dimensional models that do not take into account the combined effect of several physical factors. The practical value of the development lies in creating an effective training tool for training NPP operational personnel, which allows analyzing critical scenarios, identifying effective intervention points and studying the consequences of erroneous actions. The limitation of the model is the lack of spatial distribution of parameters in the reactor and the simplification of thermohydraulic dependencies, which is planned to be taken into account in further research.

The object of the study is the process of modeling and simulation of emergency situations at nuclear power facilities.

The subject of the study is an interactive training complex as a means of simulating the development of the accident at the Chernobyl NPP.

The purpose of the work: development of a mathematical model and a computer simulator to reproduce the dynamics of the accident at the Chernobyl NPP, which will allow identifying key patterns in the development of emergency processes in reactors of the RVPK-1000 type.

The scientific part is aimed at analyzing the interaction of physical factors (reactivity, xenon poisoning, heat and mass transfer), which led to the catastrophic acceleration of the reactor.

The practical part involves the creation of an interactive tool for training NPP operational personnel and analyzing the effectiveness of preventive measures, which will contribute to increasing the level of nuclear safety.

Research objectives:

1. To create an integrated mathematical model that combines the calculation of reactor power dynamics taking into account neutron kinetics, the influence of xenon poisoning, the steam reactivity coefficient, as well as heat and mass transfer processes in the core and cooling system;
2. To develop an interactive simulator with a visual display of the dynamics of changes in key parameters of the Chernobyl nuclear reactor, the ability to adjust the simulation speed and tools for analyzing alternative scenarios;
3. To verify the model by comparing the modeling results with reliable data on the accident, in order to identify critical moments and potential points for applying preventive measures.

ЗМІСТ

ВСТУП.....	9
РОЗДІЛ 1. АНАЛІЗ ОСНОВНИХ ФАКТОРІВ ТА СЦЕНАРІЇВ РОЗВИТКУ ЧОРНОБІЛЬСЬКОЇ КАТАСТРОФИ	14
.....	
1.1 Аналіз конструктивних особливостей реактора РВПК-1000 як чинника аварійної небезпеки.....	14
1.2 Хронологічний аналіз подій 26 квітня 1986 року та порушення регламенту експлуатації	20
1.3 Сучасний стан та деякі проблеми моделювання тяжких аварій на АЕС	25
.....	
1.3.1 Аварійні ситуації в реакторі.....	25
1.3.2 Розвиток аварії за межами корпусу реактора.....	30
1.4 Постановка завдань дослідження.....	33
ВИСНОВКИ ДО РОЗДІЛУ 1.....	34
РОЗДІЛ 2. КОМП'ЮТЕРНА СИМУЛЯЦІЯ РОЗВИТКУ АВАРІЇ НА ЧОРНОБІЛЬСЬКІЙ АЕС ІЗ ЗАСТОСУВАННЯМ ІНТЕРАКТИВНОГО ТРЕНАЖЕРА-СИМУЛЯТОРА	36
2.1 Моделювання динаміки зміни потужності, ксенонового отруєння та тепломасообміну під час аварії на ЧАЕС	37
2.2 Розробка інтерактивного симулятора-тренажера з візуальним відображенням динаміки зміни ключових параметрів ядерного реактора ЧАЕС	43
2.3 Валідація математичних моделей та ефективності симуляції	46
.....	
ВИСНОВКИ ДО РОЗДІЛУ 2.....	51

РОЗДІЛ 3. ПРАКТИЧНЕ ЗАСТОСУВАННЯ ТРЕНАЖЕРА-СИМУЛЯТОРА ТА АНАЛІЗ АЛЬТЕРНАТИВНИХ СЦЕНАРІЇВ РОЗВИТКУ ПОДІЙ	53
3.1 Аналіз критичних точок розвитку аварії за допомогою інтерактивного симулятора	53
3.2 Моделювання альтернативних сценаріїв розвитку подій та оцінка їхніх наслідків	57
3.3 Висновки щодо ефективності можливих дій оперативного персоналу для запобігання катастрофі	61
3.4 Можливості використання тренажера-симулятора в освітньому процесі.....	64
ВИСНОВКИ ДО РОЗДІЛУ 3.....	67
ВИСНОВКИ.....	68
ПЕРЕЛІК ВИКОРИСТАНИХ	70
ДЖЕРЕЛ.....	
ДОДАТОК 1.....	73

ВСТУП

Актуальність. Чорнобильська катастрофа 1986 року залишається однією з найбільш знакових техногенних аварій в історії людства, яка кардинально змінила підходи до ядерної безпеки та експлуатації атомних електростанцій (АЕС). Ця подія не лише виявила серйозні недоліки в конструкції реакторів типу РВПК-1000, але й наочно продемонструвала, наскільки критичним може бути людський фактор у керуванні складними технологічними системами. Сьогодні, коли світова спільнота знову звертається до атомної енергетики як до одного з інструментів боротьби з кліматичними змінами, уроки Чорнобиля набувають особливої актуальності. У цьому контексті комп'ютерне моделювання аварійних ситуацій стає незамінним інструментом як для підготовки оперативного персоналу АЕС, так і для глибшого наукового аналізу механізмів розвитку аварій.

Розроблений тренажер-симулятор аварії на Чорнобильській АЕС (ЧАЕС) поєднує в собі точні математичні моделі фізичних процесів, що відбувалися в реакторі, з сучасними можливостями візуалізації та інтерактивного керування. Він ґрунтується на фундаментальних принципах ядерної фізики, теплофізики та кінетики хімічних реакцій, інтегрованих у єдину динамічну систему. Особливу цінність цього інструменту становить те, що він дозволяє не лише відтворити хід реальної аварії з високою точністю, але й досліджувати альтернативні сценарії розвитку подій, що особливо важливо для розробки нових систем безпеки.

Математична основа моделі включає систему взаємопов'язаних диференціальних рівнянь, що описують зміну потужності реактора, кінетику нейтронів, динаміку ксенонового отруєння, тепломасообмін у активній зоні та поведінку робочого тіла в контурі охолодження. Важливим аспектом є врахування нелінійних ефектів, таких як позитивний паровий коефіцієнт реактивності, який відіграв вирішальну роль у розвитку Чорнобильської аварії. Сучасні обчислювальні технології дозволили реалізувати ці складні

моделі у формі, доступній для широкого кола користувачів, з можливістю візуального аналізу в режимі реального часу. Це відкриває нові можливості для використання тренажера як у навчальних цілях для підготовки фахівців атомної галузі, так і в наукових дослідженнях, спрямованих на вдосконалення систем безпеки ядерних реакторів. Розуміння глибоких причин Чорнобильської катастрофи через такі інструменти моделювання є ключовим для запобігання подібним аваріям у майбутньому та забезпечення сталого розвитку атомної енергетики.

У роботі [1] відзначено значний прогрес у динамічному моделюванні та управлінні ядерними установками, зокрема впровадження гібридних моделей, що поєднують фізичні закономірності та дані експлуатації. Проте, ці дослідження переважно зосереджені на малих модульних реакторах (SMR) і не охоплюють специфіку реакторів типу РВПК-1000, таких як ті, що використовувалися на ЧАЕС.

У статті [2] описано програмний комплекс для тривимірної візуалізації нейтронного поля в реакторі РВПК-1000. Хоча це дослідження сприяє кращому розумінню просторового розподілу нейтронного потоку, воно не включає моделювання динаміки аварійних процесів, таких як ксенонове отруєння чи тепломасообмін.

У дослідженні [3] представлено симулятор РВПК-реактора для підготовки операторів. Однак, цей інструмент орієнтований на відтворення штатних операційних сценаріїв і не моделює складні аварійні ситуації, подібні до тих, що сталися на ЧАЕС.

У роботі [4] розглянуто використання віртуальної реальності для тренажерів машин завантаження палива в реакторах РВПК. Хоча це покращує навчання персоналу, дослідження не охоплює моделювання фізичних процесів, що призводять до аварій.

У статті [5] представлено огляд симуляторів ядерних реакторів для освіти та підготовки. Проте, ці симулятори переважно орієнтовані на реактори типу PWR та BWR і не враховують специфіку РВПК-1000.

У роботі [6] проаналізовано чисельні методи для моделювання теплових процесів у активній зоні реакторів. Автори пропонують удосконалення моделі теплообміну, проте не враховують впливу реактивності та змін у нейтронному полі під час аварійного режиму. Це обмежує можливості для відтворення комплексного сценарію розгону реактора.

У дослідженні [7] застосовано машинне навчання для аналізу поведінки реакторів під час перехідних процесів. Хоча підхід демонструє перспективність у виявленні відхилень, він не пояснює фізичної природи процесів і не забезпечує моделювання сценарію з урахуванням специфіки реактора РВПК-1000.

У публікації [8] представлено результати CFD-моделювання охолодження активної зони реакторів. Незважаючи на високу точність теплогідравлічного моделювання, відсутня взаємодія з нейтронною кінетикою, що є критичним для розуміння причин аварій.

Робота [9] висвітлює особливості ксенонового отруєння в реакторах різного типу. Проте аналіз виконано у стаціонарному режимі, без урахування змін потужності та тепломасообміну, тому вона не підходить для динамічного відтворення аварійного розвитку подій.

У статті [10] розглянуто створення цифрових двійників для атомних електростанцій. Хоча така концепція перспективна, дослідження обмежене реакторами типу PWR, і не враховує специфіку каналної конструкції та позитивного парового коефіцієнта реактивності, притаманного РВПК-1000.

У роботі [11] змодельовано поведінку реактора під час втрати подачі охолоджуючого агента. Втім, модель обмежується лише тепломасообміном, без врахування змін реактивності та внутрішньореакторних фізичних процесів.

Стаття [12] описує використання системи RELAP5 для аналізу аварій на реакторах, однак ця система краще адаптована до конструкцій з

корпусними реакторами, тому її застосування до РВПК-1000 має суттєві обмеження.

У публікації [13] досліджено автоматизовані тренажери для підготовки персоналу, але в ній не враховано аварійні сценарії, зокрема пов'язані з особливостями реакторів з позитивним зворотним зв'язком, як у випадку ЧАЕС.

У роботі [14] проаналізовано сценарії тяжких аварій на АЕС із точки зору розповсюдження радіоактивності. Проте не зроблено спроби математичного моделювання саме фізичних причин, що призводять до таких сценаріїв у реакторах канального типу.

Дослідження [15] подає загальну історичну реконструкцію подій аварії на ЧАЕС, однак воно не має формального математичного чи моделювального апарату для аналізу динаміки розгону реактора, тому не може бути використане для побудови тренажерної системи.

На основі аналізу літератури можна сформулювати загальну невирішену проблему: відсутність інтегрованої математичної моделі та комп'ютерного тренажера-симулятора, здатного точно відтворити динаміку аварійних процесів у реакторах типу РВПК-1000, зокрема на Чорнобильській АЕС, що обмежує можливості аналізу причин аварій та підготовки оперативного персоналу до нештатних аварійних ситуацій.

Об'єктом дослідження є процес моделювання та симуляції аварійних ситуацій на ядерних енергетичних об'єктах.

Предметом дослідження є інтерактивний тренажерний комплекс як засіб симуляції розвитку аварії на Чорнобильській АЕС.

Мета роботи: розробка математичної моделі та комп'ютерного тренажера для відтворення динаміки аварії на Чорнобильській АЕС, що дозволить виявити ключові закономірності розвитку аварійних процесів у реакторах типу РВПК-1000.

Наукова частина спрямована на аналіз взаємодії фізичних факторів (реактивності, ксенонового отруєння, тепломасообміну), які призвели до катастрофічного розгону реактора.

Практична частина передбачає створення інтерактивного інструменту для підготовки оперативного персоналу АЕС та аналізу ефективності запобіжних заходів, що сприятиме підвищенню рівня ядерної безпеки.

Завдання дослідження:

1. Створити інтегровану математичну модель, яка поєднує розрахунок динаміки потужності реактора з урахуванням нейтронної кінетики, впливу ксенонового отруєння, парового коефіцієнта реактивності, а також процесів тепломасообміну в активній зоні та системі охолодження;

2. Розробити інтерактивний симулятор-тренажер з візуальним відображенням динаміки зміни ключових параметрів ядерного реактора ЧАЕС, можливістю регулювання швидкості симуляції та інструментами для аналізу альтернативних сценаріїв розвитку подій;

3. Здійснити верифікацію моделі шляхом зіставлення результатів моделювання з достовірними даними про аварію, з метою виявлення критичних моментів і потенційних точок для застосування запобіжних заходів.

Послідовне вирішення цих задач забезпечує комплексний підхід до моделювання аварії – від теоретичного аналізу фізичних процесів до створення практичного інструменту для підвищення кваліфікації персоналу АЕС. Кожна задача сприяє досягненню як наукової мети (глибшому розумінню механізмів аварії), так і практичної (створенню ефективного навчального тренажера-симулятора).

РОЗДІЛ 1. АНАЛІЗ ОСНОВНИХ ФАКТОРІВ ТА СЦЕНАРІЇВ РОЗВИТКУ ЧОРНОБИЛЬСЬКОЇ КАТАСТРОФИ

1.1 Аналіз конструктивних особливостей реактора РВПК-1000 як чинника аварійної небезпеки

Реактор великої потужності каналний (РВПК-1000) – енергетичний ядерний реактор, розроблений у радянському Союзі. Реактор РВПК — каналний, гетерогенний, графіто-водний, киплячого типу на теплових нейтронах, теплоносієм у якому виступає вода [2].

Розробку реакторів РВПК було розпочато у 60-х роках, і деякі конструкторські рішення відпрацьовувалися на дослідних енергетичних реакторах «Атом Мирний Великий», встановлених на Білоярській АЕС. Розробка РВПК стала значним кроком у розвитку атомної енергетики, оскільки такі реактори дозволяли створити великі АЕС великої потужності.

РВПК є реактором з каналами, що не перевантажуються, тобто тепловиділяючі збірки (ТВЗ) і технологічний канал є роздільними вузлами. До встановлених у реактор каналів за допомогою нероз'ємних з'єднань приєднані трубопроводи – індивідуальні тракти підведення та відведення теплоносія. ТВЗ завантажуються в канали та кріпляться і ущільнюються у верхній частині стояка каналу. Таким чином, при перевантаженні палива не потрібно розмикання тракту теплоносія, що дозволяє здійснювати його за допомогою відповідних перевантажувальних пристроїв без зупинки реактора (рис. 1.1).

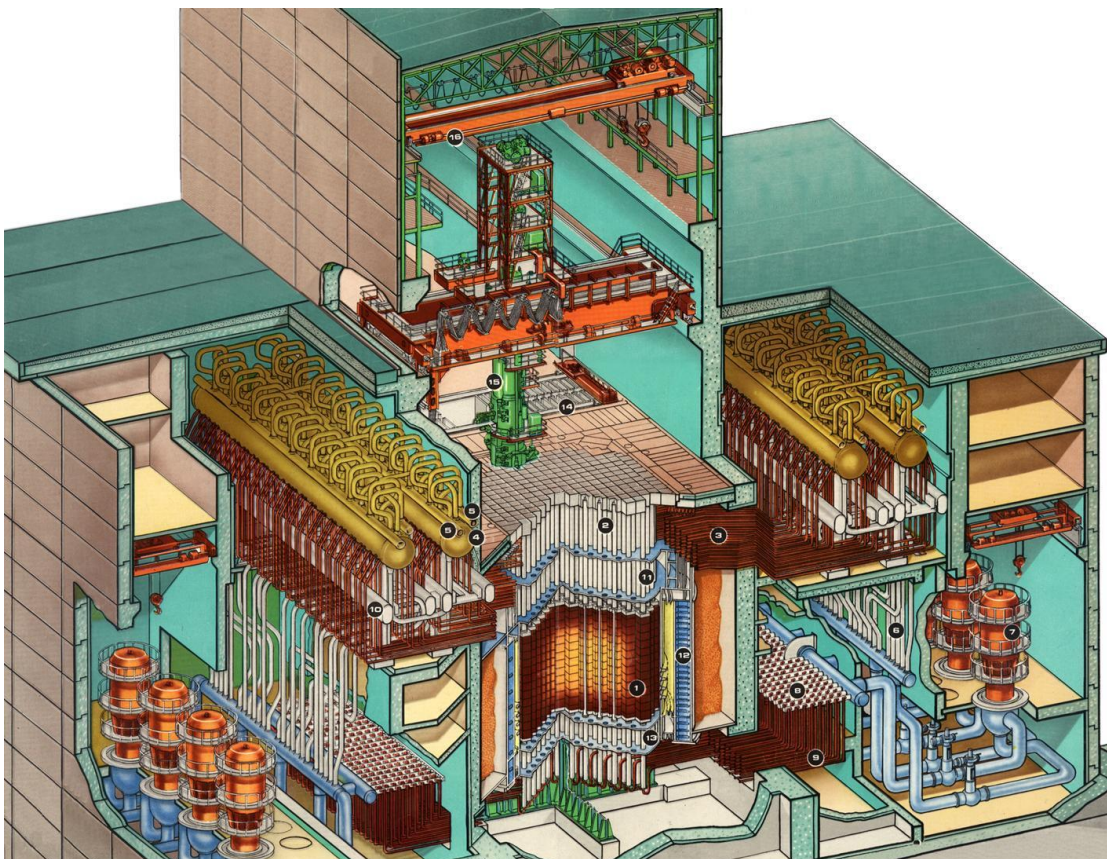


Рисунок 1.1 – Реактор РВПК у 3D-зображенні

Під час створення реакторів такого типу вирішувалося завдання економічного використання нейтронів у активній зоні реактора. З цією метою оболонки твелів і труби каналу були виготовлені з слабопоглинаючих нейтрони цирконієвих сплавів. Схема установок РВПК – одноконтурна. Пароводяна суміш після активної зони потрапляє по індивідуальних трубах у барабани-сепаратори, після яких насичена пара направляється в турбіни, а відсепарована циркуляційна вода після її змішування з живильною водою, що надходить у барабани-сепаратори від турбоустановок, за допомогою циркуляційних насосів подається до каналів реактора [1].

З двох типів реакторів на теплових нейтронах – корпусних водоводяних і каналних водографітових, що використовувалися в атомній енергетиці радянського Союзу, останні виявилося простіше освоїти і впровадити в життя (рис. 1.2).

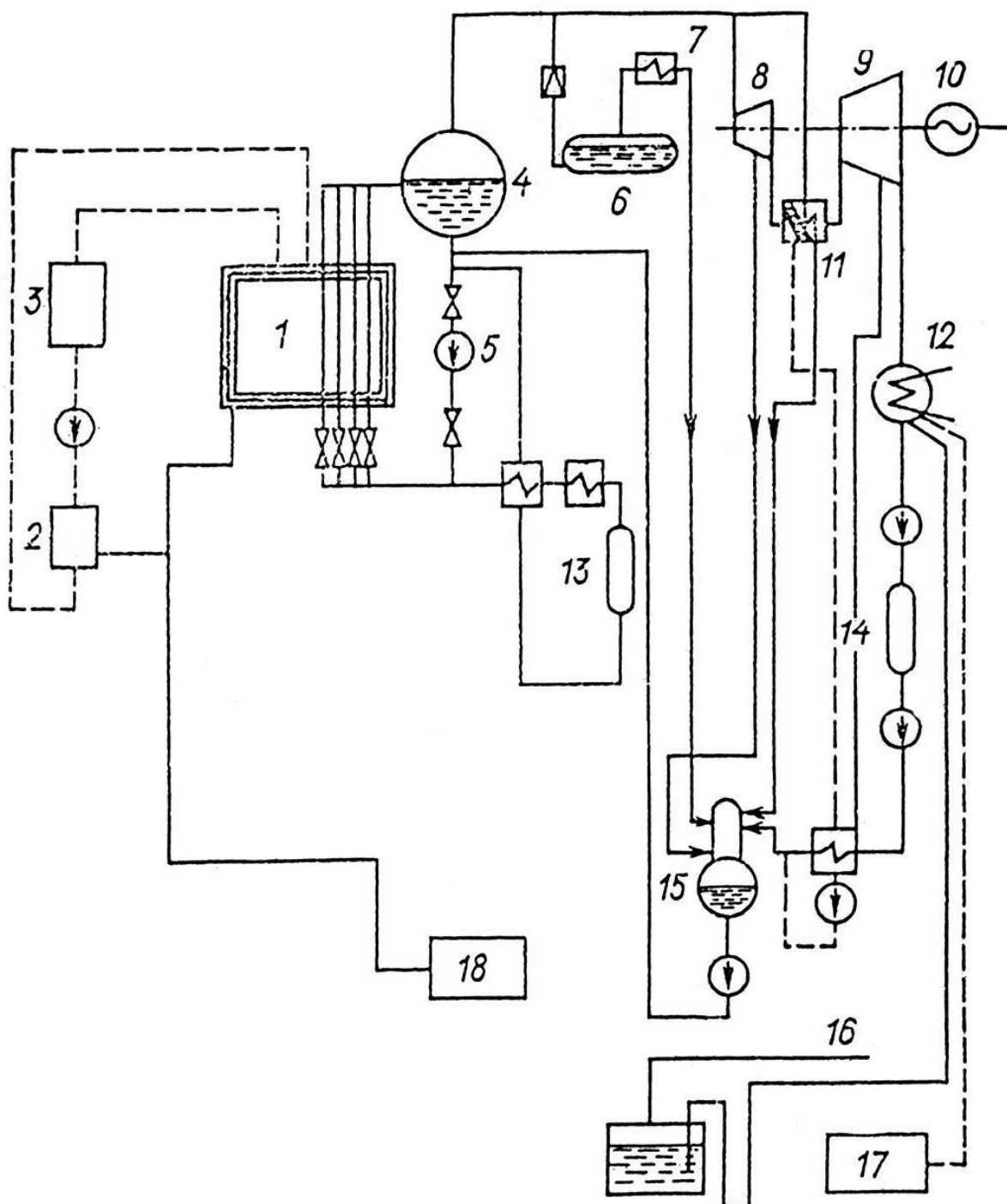


Рисунок 1.2 – Принципова технологічна схема енергоблоку з реактором РВПК-1000: 1 – реактор; 2 – установка очищення гелію; 3 – система контролю вологості кладки реактора; 4 – барабан-сепаратор; 5 – головний циркуляційний насос; 6 – барботер; 7 – технологічний конденсатор; 8 – частина високого тиску турбіни; 9 – частина низького тиску турбіни; 10 – електрогенератор; 11 – сепаратор; 12 – основний конденсатор турбіни; 13 – фільтр; 14 – фільтр конденсатоочищення; 15 – деаератор; 16 – добавка хімічно очищеної води; 17 – газоочищення; 18 – азотна установка.

Це пояснюється тим, що для виготовлення каналних реакторів можуть бути використані загальномашинобудівні заводи, і не потрібне унікальне обладнання, яке необхідне для виготовлення корпусів водо-водяних реакторів.

Ефективність каналних реакторів типу РВПК значною мірою залежить від потужності, що знімається з кожного каналу. Розподіл потужності між каналами залежить від щільності потоку нейтронів у активній зоні та вигорання палива в каналах. Для підвищення ефективності реакторів РВПК було вивчено можливості збільшення граничної потужності каналів. В результаті досліджень виявилось можливим шляхом інтенсифікації теплообміну збільшити гранично допустиму потужність каналу в 1,5 рази – до 4500 кВт при одночасному підвищенні допустимого паровмісту до кількох десятків відсотків. Необхідна інтенсифікація теплообміну досягнута завдяки розробці тепловиділяючої збірки (ТВЗ), у конструкції якої передбачені інтенсифікатори теплообміну. При збільшенні допустимої потужності каналу до 4500 кВт теплова потужність реактора РВПК підвищена до 4800 МВт, чому відповідає електрична потужність 1500 МВт [2].

ТВЗ у РВПК складаються з двох частин – нижньої та верхньої, кожна з яких містить 18 твелів стрижневого типу з таблеток спеченого двоокису урану, укладених в оболонку з цирконієвого сплаву. Висота активної частини палива в твелі – 3,5 м, загальна висота активної зони РВПК – 7,0 м. Діаметр твела – 13,5 мм. У ТВЗ з інтенсифікацією теплообміну в решітках верхньої частини є пристрої для турбулізації потоку теплоносія, що забезпечує інтенсифікацію теплообміну. Крім паливних каналів, у активній зоні РВПК є 179 каналів системи управління та захисту (СУЗ). Для контролю за енергорозподілом за висотою активної зони передбачено 12 каналів із семисекційними детекторами, які встановлені рівномірно в центральній частині реактора поза сіткою паливних каналів та каналів СУЗ. Реактор розміщений у бетонній шахті розміром $21,6 \times 21,6 \times 25,5$ м. Нижня плита товщиною 2 м та діаметром 14,5 м складається з циліндричної обічайки та

двох листів, у які герметично вварені трубні проходки для паливних каналів та каналів управління.

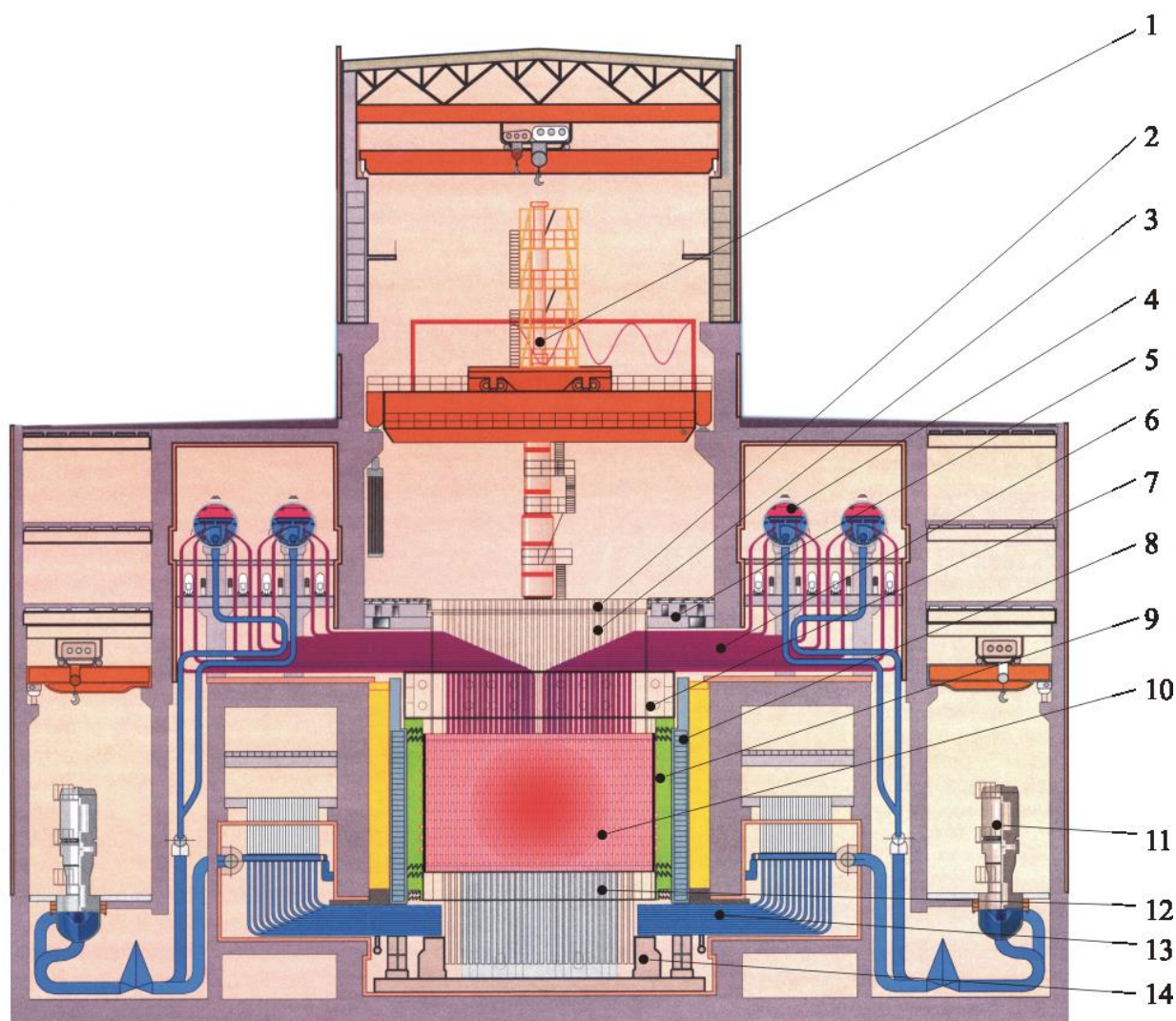


Рисунок 1.3 – Реактор РВПК-1000 першого покоління: 1 – розвантажувально-завантажувальна машина; 2 – плитний настил; 3 – тракти технологічних каналів; 4 – барабан-сепаратор (БС); 5 – верхнє перекриття; 6 – пароводяні комунікації; 7 – верхній біологічний захист; 8 – водяний захист; 9 – бічний біологічний захист; 10 – активна зона реактора; 11 – головний циркуляційний насос (ГЦН); 12 – нижній біологічний захист; 13 – нижні водяні комунікації; 14 – опорна металокаркас.

Нижня плита через зварну металокаркас у вигляді хреста спирається на бетонну основу шахти реактора. Реактор оточений бічним

захистом у вигляді кільцевого бака з водою. Товщина верхньої плити – 3 м, діаметр – 17,5 м. Нижня та верхня плити з'єднані між собою герметичним кожухом із листового прокату товщиною 16 мм [2].

Всередині герметичного кожуха реактора на нижній плиті встановлена графітова кладка реактора, що складається з 2488 вертикальних графітових колон, зібраних з прямокутних блоків висотою 200, 300, 500 і 600 мм, з основою 250×250 мм і внутрішнім отвором. 1693 колони призначені для встановлення в них паливних каналів, 179 – для каналів СУЗ реактора, інші є бічним відбивачем. У отворах периферійних колон встановлені металеві штанги, що охолоджуються водою, які фіксують графітову кладку при переміщеннях у радіальному напрямку. Для кладки реактора використовується графіт [1, 2]. Внутрішня порожнина реактора заповнена азотно-гелієвою сумішшю, що прокачується через кладку з невеликим надлишковим тиском, завдяки чому забезпечується нейтральна атмосфера для графіту, що знаходиться при високій температурі, що запобігає його вигоранню. В результаті добавки гелію збільшується теплопровідність газової суміші та покращуються умови тепловідведення від графітової кладки до теплоносія всередині каналів. Газове середовище реактора служить також для вентиляції внутривагеторного простору й контролю цілісності каналів. Відкачування газу з реактора здійснюється з вварених у верхню плиту проходок-стояків по індивідуальним імпульсним трубкам, прокладеним над верхньою плитою. Газ у ці трубки надходить знизу кладки, проходячи вздовж каналу. У разі порушення цілісності каналу газ зволожується, що й визначається проведенням аналізом вологості газу.

У вертикальні наскрізні отвори, утворені стояками нижньої та верхньої плит і отворами у графітових колонах, вставляються 1693 паливних канали та 179 каналів для стрижнів СУЗ реактора. Канали є трубчастою конструкцією, що складається з центральної, виконаної з цирконієвого сплаву частини на висоті активної зони, нижньої і верхньої кінцевих частин, виконаних з нержавіючої сталі. До нижніх частин каналів приварені трубопроводи для

підведення (у паливних каналах) та для відведення (у каналах СУЗ) теплоносія. Індивідуальні трубопроводи для відведення пароводяної суміші від каналів до сепараторів – пароводяні комунікації діаметром 76 мм та товщиною стінки 4 мм – утворюють два ряди перед входом у кожен сепаратор. Між цими рядами встановлені спеціальні коробки з біологічним захистом, усередині яких переміщуються детектори контролю герметичності оболонок твелів.

Загалом для свого часу реактори типу РВПК були високоефективним типом реакторів, що дозволяли виконувати плани з виробництва електроенергії. Однак недостатнє розуміння реакторних процесів (явище нерівномірності тепловиділення), а також різноманітні варіації систем захисту реакторів навіть у межах одного об'єкта створили суперечливу думку про їхні експлуатаційні можливості. На жаль, незважаючи на випадки аварій при експлуатації реакторів, необхідних змін у конструкцію внесено не було, відповідно, безпека їх використання не була покращена.

1.2 Хронологічний аналіз подій 26 квітня 1986 року та порушення регламенту експлуатації

Програмою випробувань було передбачено провести випробування з вибігом турбогенератора, що мав забезпечувати навантаження потреб при тепловій потужності ядерного реактора 700–1000 МВт. Однак після відключення системи локального автоматичного регулювання о 0 год 28 хв 26 квітня (що проводилося відповідно до регламенту експлуатації ядерного реактора при малій потужності) оператору не вдалося досить швидко усунути дисбаланс вимірювальної частини автоматичних регуляторів, що виник при цьому, в результаті чого теплова потужність реактора знизилася до 30–40 МВт. Протягом усього цього часу тривало нестационарне ксенонове отруєння, що зменшило оперативний запас реактивності до рівня, який дорівнює 15 стрижням.

Щоб повернути ядерний реактор до потужності, передбаченої програмою випробувань, почали виводити стрижні СУЗ, що залишилися, з активної зони. В результаті до першої години ночі 26 квітня 1986 р. було досягнуто теплової потужності ~ 200 МВт. При цьому частина стрижнів СУЗ опинилася у крайньому верхньому положенні, а частина – у крайньому нижньому.

Відповідно до програми випробувань до шести працюючих головних циркуляційних насосів (ГЦН) додатково було підключено ще два. Одна з цілей підключення полягала в тому, щоб після закінчення експерименту, в якому в режимі вибігу мали працювати чотири ГЦН, після їх повної зупинки в роботі залишилися ще чотири ГЦН, які охолоджували б активну зону. Однак у момент підключення ГЦН рівень теплової потужності ядерного реактора був істотно нижчим від передбаченого програмою. Як було встановлено згодом при аналізі аварії, експлуатація ядерного реактора типу РВПК при восьми працюючих ГЦН (при збільшеній витраті теплоносія через активну зону) є потенційно небезпечною. Внаслідок того, що сумарна витрата води перевищила допустиму для такої потужності межу, зменшилося пароутворення в тепловому контурі, став знижуватися тиск у барабанах-сепараторах, рівень у них знизився на величину Δh . Спроби персоналу підтримувати ці параметри вручну, збільшивши подачу живильної води, не увінчалися успіхом. Щоб не допустити зупинки ядерного реактора, персонал заблокував сигнали аварійного захисту щодо тиску та рівня в барабанах-сепараторах, відключивши ще одну систему забезпечення безпеки.

Зменшення пароутворення на цьому етапі розвитку аварійного режиму вносило негативну реактивність, що призводило до ще більшого висування вгору стрижнів аварійного захисту.

О 1 год 19 хв 30 с рівень води в барабанах-сепараторах, знижений раніше на Δh , почав зростати. Через приплив відносно холодної живильної води в активній зоні там практично припинилося пароутворення, що безпосередньо наблизило вихідну аварійну подію. Як відомо, при малій

кількості пари в тепловому контурі утворення 1% пари за масою збільшує об'ємний вміст пари на 20%, що перевищує звичайну частку пари в каналах, створюючи ситуацію, коли внесок парового ефекту реактивності може виявитися настільки великим, що зумовить саморозгін ядерного реактора на миттєвих нейтронах. У цій ситуації оперативний запас реактивності (як результат попередніх дій оператора) виявився критично недостатнім. При цьому о 1 год 19 хв 58 с тиск продовжував падати, що й призвело до закриття клапана ШРУ-К (швидкодіюча редуційна установка для скидання пари в конденсатор). Останнє дещо сповільнило падіння тиску, але не зупинило його.

О 1 год 21 хв 50 с рівень води в барабанах-сепараторах значно підвищився. Оскільки це було досягнуто чотириразовим збільшенням витрати живильної води, оператор різко скоротив її подачу. О 1 год 22 хв 10 с у контур стало надходити менше нагрітої води, що дещо посилювало пароутворення, стабілізувавши рівень у барабанах-сепараторах. При цьому, природно, вивільнилася позитивна реактивність, яка, однак, була оперативно компенсована стрижнями автоматичного регулювання.

О 1 год 22 хв 30 с витрата живильної води знизилася більшою мірою, ніж потрібно (до двох третин нормальної витрати). Цього не вдалося запобігти через недостатню ефективність системи управління, не призначеної для такого нерегламентного режиму.

О 1 год 22 хв 30 с на роздруківці інформаційно-вимірювальної системи з'явилася інформація, що оперативний запас реактивності щонайменше вдвічі нижчий за мінімальне значення, що вимагає негайної зупинки ядерного реактора. Проте персонал, який вирішував завдання стабілізації ядерного реактора, мабуть, просто не встиг ознайомитися з цими даними.

О 1 год 22 хв 45 с витрата живильної води та паромісткість у тепловому контурі нарешті стабілізувалися, а тиск став повільно підвищуватися. Вирішивши, що ядерний реактор повернувся у стабільний режим, персонал розпочав випробування.

О 1 год 23 хв 04 с були закриті стопорно-регулюючі клапани другої турбіни. Активний захист ядерного реактора, яка мала негайно зупинити його за фактом закриття стопорних клапанів обох турбін, була заблокована персоналом, щоб мати можливість повторити випробування, якщо перша спроба виявиться невдалою, хоча програмою випробувань, не кажучи вже про регламент експлуатації, таке блокування не передбачалося. Через блокування активного захисту ядерний реактор продовжував працювати з тепловою потужністю близько 200 МВт. Закриття клапанів турбіни призвело, з одного боку, до підвищення тиску в барабанах-сепараторах, а з іншого – до зменшення подачі води в ядерний реактор, тому що чотири з восьми ГЦН отримували електроживлення від турбогенератора, що зупинявся. В результаті взаємодії цих протилежно спрямованих факторів вивільнилася позитивна реактивність, внаслідок чого почала підвищуватися теплова потужність ядерного реактора. Через 3 с вона перевищила 530 МВт, а період ядерного реактора став набагато меншим за 20 с. Позитивний паровий коефіцієнт реактивності сприяв несприятливому розвитку аварійного режиму. Лише ефект Доплера певною мірою компенсував позитивну реактивність, що безперервно вивільнялася.

Тільки в цей момент персонал усвідомив міру небезпеки, і о 1 год 23 хв 40 с начальник зміни дав команду натиснути кнопку АЗ-5, за сигналом якої в активну зону вводяться всі регулюючі стрижні. Це було останньою спробою запобігти аварії, останньою дією персоналу до вибуху і останньою з багатьох причин, що його викликали. Кожен із стрижнів-поглиначів СУЗ має розташований нижче нього витіснювач – алюмінієвий циліндр, заповнений графітом, що поглинає нейтрони значно меншою мірою, ніж вода. Коли стрижень СУЗ знаходиться у верхньому положенні, нижній кінець витіснювача піднятий на 1,25 м вище за нижню межу активної зони. У нижній частині каналів СУЗ знаходилася вода, що майже не містила пари. За командою АЗ-5 виконавчі органи СУЗ почали входити у верхню частину активної зони, ще мало вносячи негативної реактивності. Витіснювачі ж,

пройшовши при цьому всю нижню частину активної зони і витіснивши з каналів СУЗ воду, що була там, внесли позитивну реактивність. При проектуванні ядерного реактора та виборі конструкції стрижнів СУЗ і витіснювачів вважалася неможливою робота ядерного реактора в умовах, коли практично всі стрижні та пов'язані з ними витіснювачі одночасно підуть униз із крайнього верхнього положення.

Введення великої позитивної реактивності під дією витіснювачів призвело до стрибкоподібного зростання потужності ядерного реактора та інтенсивного пароутворення. Стрижні СУЗ зупинилися, пройшовши лише два-три метри. Оператор знеструмив муфти сервоприводів, щоб стрижні впали в активну зону під дією власної ваги. Однак це не дало ефекту. Під впливом позитивної реактивності, що наростала, почався саморозгін ядерного реактора на миттєвих нейтронах. До 1 год 23 хв 44 с потужність ланцюгової реакції в 100 разів перевищила номінальну. Зниження витрати води в тепловому контурі, що тривало, при безперервно наростаючій тепловій потужності ядерного реактора супроводжувалося інтенсивним пароутворенням, а потім кризою тепловіддачі, розігрівом палива і його руйнуванням. Бурхливе закипання теплоносія, в який потрапили частки зруйнованого палива, призвело до різкого підвищення тиску в тепловому контурі, його розриву та вибуху, що зруйнував ядерний реактор. Наслідком цього став викид активних продуктів поділу у довкілля. Пароутворення та різке підвищення температури в активній зоні створили умови для виникнення пароцирконієвої та інших хімічних екзотермічних реакцій. Через 2 с після першого вибуху стався другий, причиною якого, на думку багатьох фахівців, було утворення сумішей кисню з воднем і оксидом вуглецю. При цьому зруйнувалася частина будівлі реакторного відділення, назовні було викинуто з ядерного реактора близько чверті графіту та частину палива. У цей момент ланцюгова реакція припинилася. Очевидцями спостерігався прояв хімічних реакцій у вигляді феєрверку розжарених і гарячих

фрагментів, що вилітали з ядерного реактора. Частина їх, впавши на дах машинного залу, спричинила пожежу.

1.3 Сучасний стан та деякі проблеми моделювання тяжких аварій на АЕС

1.3.1 Аварійні ситуації в реакторі

Найважливішими характеристиками аварій є температури, що досягаються, та час, за який вони досягаються. Характерні часові масштаби відіграють першорядну роль у будь-якій аварії: за години можна організувати або задіяти передбачені заходи, тоді як за хвилини або секунди, як у Чорнобильській катастрофі, неможливо навіть правильно оцінити ситуацію.

У реакторі процес початкового розігріву до моменту значного пошкодження активної зони становить 2-3 години. Цей час дозволяє зупинити аварію, якщо оператор здатний подавати воду в реактор. Плавлення та руйнування стінок реактора, блокування та плавлення ядерного палива з подальшим утворенням басейну розплавленого палива займає півгодини-годину. У цій фазі доступ води в реактор може бути обмеженим. До руйнування корпусу реактора може минути близько трьох годин, якщо розплав, взаємодіючи з теплоносієм, застигає і потім знову розплавлюється внаслідок внутрішнього розігріву.

Розглянемо два сценарії розвитку важкої аварії в реакторі та за його межами.

Початкова фаза аварії в реакторі

Наприклад, важка аварія у реакторі з водою під тиском починається з несправностей у системі безпеки, і її розвиток визначається особливостями

перебігу тепло-гідравлічних процесів та фізики взаємодії матеріалів [1]. Розвиток аварії внаслідок недостатнього охолодження активної зони реактора веде до екзотермічного окиснення цирконію з інтенсивним тепловиділенням (у паливо та стінку реактора), що перевищує рівень енергії розпаду палива до десяти разів.

При цьому водень виробляється та виходить у контейнмент у великих кількостях, а температура активної зони підвищується з інтенсивністю від одного до десяти градусів на секунду. Спочатку плавляться конструкція та стрижні, потім стінки реактора та ядерне паливо. У результаті розплав збирається в нижній частині реактора, як це сталося в реакторі ТМІ-2 (Три-Майл-Айленд). Далі розплав проплавляє корпус і виливається струменем назовні. Корпус реактора може бути зруйнований і до його проплавлення за рахунок напруг, створюваних надлишковим тиском усередині.

Під час цієї першої фази аварії всередині корпусу реактора найважливішими є: обсяг та інтенсивність вироблення водню, час до початку плавлення активної зони, температури в системі охолодження реактора. Перше визначає можливість вибуху водню, друге важливе для управління перебігом аварії, третє впливає на безліч різноманітних сценаріїв розвитку аварії.

Початковій фазі розвитку аварії в реакторі присвячено багато робіт [4-15]. Так, в експериментах CORA [7] кілька модельних паливних касет, що імітують реактори PWR і BWR, нагрівалися електричним шляхом, і дані деградації палива спостерігалися та аналізувалися. Автори встановили, що вода в гарячій активній зоні руйнує зону і посилює генерацію водню за рахунок прискорення окиснення цирконію паром, що виробляється. Дослідження були продовжені на новій установці QUENCH [8], профінансованій Європейським Союзом. Вони показали, що порівняно товста (0,3 мм) оксидна плівка на поверхні стінок реактора значно скорочує додаткове вироблення водню під час охолодження реактора. Сценарій ТМІ-2 отримав пояснення в основних рисах. Однак багато питань залишилися

нез'ясованими: різні сценарії розвитку аварії, можливі шляхи їх управління та ліквідації тощо.

Пізня стадія розвитку аварії в реакторі

Рання стадія аварії визначає кількість, склад і параметри розплаву, що потрапляє в контейнмент після руйнування корпусу реактора. У найгіршому випадку параметри такі, що контейнмент буде зруйнований вибухом водню або прямим впливом розплаву ядерного палива. Пізня стадія аварії всередині реактора досліджувалася [2, 9 – 11] з акцентом на наступних питаннях:

- можливість прориву струменя розплаву через корпус реактора, незважаючи на наявність води;
- можливість охолодження водою (всередині реактора або зовні) шару частинок палива на дні корпусу реактора для запобігання руйнуванню корпусу;
- час руйнування корпусу за відсутності води всередині та зовні реактора;
- особливості процесів руйнування реактора та виходу розплаву: вид початкового руйнування та його поведінка в ході витікання палива з супутніми домішками, кількість розплаву, що витікає, його параметри тощо;
- режими витікання струменя розплаву в басейн з водою в підреакторному просторі, його фрагментація, процеси пароутворення, затвердіння частинок тощо;
- можливість руйнування корпусу реактора внаслідок парового вибуху при взаємодії високотемпературного розплаву з водою.

В результаті досліджень було встановлено [10], що безпосереднє руйнування нижньої частини корпусу реактора при зіткненні з нею падаючого струменя розплаву, що виникає при плавленні активної зони, вкрай малоймовірне. Дослідження обмежень на рівень потужності реактора,

при яких розплав можна утримати всередині корпусу реактора охолодженням його зовні, показали [13], що до 1000 МВт електричної потужності це можливо. Однак останні результати робіт [10 – 14] виявили додатковий вплив стратифікації шару розплаву, що потребує додаткових досліджень.

Що стосується особливостей проходження струменя розплаву через басейн з водою, в експериментах FARO [12] показано, що в середньому 40 – 60% струменя диспергується, а решта частина збирається у вигляді низькопроникної маси на дні, яку складно охолоджувати протягом тривалого часу. Дисперсний склад досить широкий, включаючи дрібні краплі (менше 1 мм), що утворюються за рахунок парового вибуху, який створює інтенсивний вплив, подібний до ударної хвилі. Такі краплі швидко кристалізуються. Однак питання про паровий вибух досить складне і поки багато незрозуміло. Експерименти на установці KROTOS [15] зі струменями розплаву $\text{UO}_2 - \text{ZrO}_2$ та недавні в FARO не показали серйозних парових вибухів. Тоді як в експериментах зі струменями розплаву Al_2O_3 парові вибухи спостерігалися.

Головна відмінність струменів $\text{UO}_2\text{-ZrO}_2$ та Al_2O_3 полягає у різниці фізичних властивостей та щільності, що визначають особливості їх поширення у воді та теплової взаємодії з водою. По-перше, більш щільний струмінь має більшу кінетичну енергію і глибше проникає в басейн, маючи за рахунок цього більшу поверхню контакту з водою (теплообміну з водою). По-друге, у першому випадку струмінь краще дробиться на краплі, тоді як у оксидів алюмінію дуже високе поверхнєве натягнення, що утруднює розпад струменя [16, 17]. Отже, ці два випадки істотно відрізняються за гідродинамікою та теплообміном: у першому випадку струмінь інтенсивно дробиться і охоплює значну область басейну, у другому струмінь займає обмежену область, залишаючись, в основному, стійким (поки не станеться паровий вибух). А це означає, що у першому випадку питома міжфазна поверхня теплообміну струменя та водою в басейні на порядки вища, ніж у другому. Звідси випливає, що інтенсивність тепловіддачі від струменя у воду

у другому випадку може бути на кілька порядків вищою, ніж у першому. І це пояснює відсутність парових вибухів у випадку струменів $\text{UO}_2\text{-ZrO}_2$ та їх наявність для струменів Al_2O_3 .

Важливе значення має також вид руйнування корпусу та його еволюція при витіканні струменів розплаву. Процес може йти у вигляді струменів з повільно змінюючимся діаметром або початковий розрив швидко прогресує і все вийде назовні лавиною. Найбільш ймовірний розмір отвору при проплавленні корпусу реактора оцінений порядку 15 – 20 см [18], що значно нижче раніше проведених оцінок.

Необхідні більш детальні дослідження низької вибухової небезпеки розплаву $\text{UO}_2\text{-ZrO}_2$ та процесу охолодження розплаву в реакторі. Міцність корпусу та його стійкість по відношенню до динамічних навантажень має бути вивчена з урахуванням пружних властивостей різних марок сталей, що застосовуються в конструкціях.

Особливості розвитку аварії всередині корпусу реактора

Частина палива, що вийшла з активної зони, з його хімічним складом, а також частина палива, осаджена на системі охолодження реактора, з подальшим його повторним випаровуванням – ці питання становлять предмет даного розділу. Встановлено [1], що в середньому 70-80% летких продуктів розпаду випаровуються з активної зони, крім телуру, частина якого утримується неокисненим цирконієм у активній зоні та видаляється у вигляді оксидів цирконію. Парові продукти розпаду перетворюються на аерозолі, охолоджуючись на поверхнях системи охолодження.

Хоча значна частина радіоактивного ядерного палива після руйнування активної зони реактора залишається всередині корпусу реактора, надалі ця частина палива буде розігріватися, випаровуватися під дією тепла, що виділяється при радіоактивному розпаді. І це становитиме значну добавку до першої порції палива, виверженого з реактора після його руйнування. Тому

при руйнуванні корпусу реактора це джерело буде довгий час поповнювати контейнмент новими продуктами ядерного палива.

Загальний вихід низьколетких продуктів розпаду (оксиди та гідроксиди Ba, Sr, Ru, Ce та ін.) під час ранньої фази розвитку аварії в реакторі становить кілька відсотків. Крім молібдену, вихід якого значний, але погано оцінюється через недостатні знання хімії молібдена (Mo).

Під час пізньої фази розвитку аварії в реакторі нижня частина корпусу передбачається заповненою високотемпературним розплавом, у якому відбуваються процеси конвективного теплопереносу. І в цьому випадку сценарій із утриманням цілісності корпусу реактора передбачає розробку такої системи управління аварією, яка дозволяє організувати керований тепловідвід і утримати систему в стійкому стані від кількох годин до кількох діб. Розплав має кірку на верхній поверхні внаслідок охолодження подаваної в реактор водою. Ця кірка запобігає виділенню низьколетких продуктів розпаду. Але ефективність процесу не вивчена, і це буде серйозною перешкодою при оцінці розвитку аварій у корпусі реактора, якщо які-небудь схеми управління аваріями в реакторах будуть розроблені та прийняті для впровадження на існуючих або нових АЕС.

У хімічному складі продуктів розпаду домінуючі сполуки йоду та цезію виявилися у вигляді високорозчинних у воді CsI та CsOH. Кілька відсотків йоду може вийти у вигляді газу з утворенням йодистого срібла [1].

1.3.2 Розвиток аварії за межами корпусу реактора

Це – по суті, взаємодія матеріалів, що утворилися в реакторі під час аварії, з усім тим, що знаходиться в контейнменті. У реакторі утворюються продукти розпаду, водень і розплавлена активна зона. Оскільки в перебігу аварії за межами корпусу реактора головне – розрахунок навантажень на контейнмент та забезпечення його стійкості, то найважливішим є достовірне

встановлення теплових та динамічних навантажень. Це – вихідна інформація для вирішення задачі стійкості контейнменту.

Для перебігу аварії в контейнменті слід також розрізняти початкову та кінцеву стадії, оскільки вони абсолютно різні. Джерело радіоактивного аерозолі в контейнменті затухає експоненційно з часом внаслідок осідання аерозолі на поверхнях контейнменту та розчинення у воді. За результатами спостережень, пар видаляє 99,9% аерозолі з атмосфери контейнменту за 4-6 годин. Цей проміжок часу логічно вважати початковою стадією розвитку аварії в контейнменті. Ця стадія, очевидно, є найважливішою з точки зору максимальної небезпеки для населення.

Початкова стадія аварії в контейнменті

USNRC визначила [20] наступні основні причини, які можуть спричинити раннє руйнування контейнменту в LWR:

- прямий нагрів від палива з зруйнованого реактора;
- вибух водню;
- паровий вибух всередині або зовні реактора, а також деякі інші, специфічні для інших типів ядерних реакторів.

Усі проблеми виявилися дуже складними, і тому лише певний, в основному технічного плану, прогрес був досягнутий. Здебільшого дослідження носили суто технічний характер і послужили для розуміння процесів на інженерному рівні, без строгого наукового обґрунтування.

Кінцева стадія руйнування контейнменту

Пізня, або кінцева стадія можлива, якщо вдалося утримати цілісність контейнменту більше чотирьох годин після початкового потрапляння радіоактивних матеріалів у контейнмент. Це можливо, якщо теплознімання – вентиляційні охолоджувачі і гасильний басейн – працюють справно протягом усієї початкової стадії аварії. Процеси, що руйнують контейнмент, наступні: повільне підвищення тиску внаслідок тривалого нагріву атмосфери

контейнменту, вироблення пари охолоджуваним розплавом, генерація неконденсуючихся газів при взаємодії ядерного розплаву з бетоном (MCCI - molten corium concrete interaction). В результаті впливу всіх цих факторів (окремих або в різних комбінаціях – залежно від сценарію перебігу аварії) тиск у контейнменті може піднятися вище позначки, коли контейнмент руйнується або, принаймні, дає великий вихід радіоактивних речовин назовні. Для пізнього етапу (понад 4 години) розвитку аварії в контейнменті найсерйознішими проблемами є [1]:

- розтікання розплаву по підлозі;
- охолодження розплаву (а також частинок палива);
- ступінь абляції бетону;
- рівень генерації неконденсуючихся газів;
- стабілізація та припинення аварії;
- забезпечення вентилуючих (фільтруючих) систем.

Багато було робіт, присвячених прямому нагріву контейнменту [16, 17]. На різних модельних установках у масштабі від 1:40 до 1:6 були проведені тестові випробування та побудовані спрощені розрахункові моделі для інженерних розрахунків. Строгі наукові дослідження фізики процесів не проводилися.

Дослідження змішування водню проводилися в кількох лабораторіях [18, 19], які встановили, що процес змішування відбувається інтенсивно і локальні неоднорідності швидко згладжуються, за винятком випадків наявності термальної стратифікації. В даний час зусилля сконцентровані на проблемі виникнення вибуху та умов, що ведуть до вибуху: геометрія області, концентрація водню. В роботі [11] показано, що детонація можлива лише в виняткових умовах, в досить великих обсягах, і тільки для добре перемішаних сумішей. Причому, суміші повинні мати величину розширення вище критичної, що визначається функцією чисел Зельдовича та Льюїса. Надалі необхідно встановити впливу різних параметрів точніше.

1.4 Постановка завдань дослідження

1. Створити інтегровану математичну модель, яка поєднує розрахунок динаміки потужності реактора з урахуванням нейтронної кінетики, впливу ксенонового отруєння, парового коефіцієнта реактивності, а також процесів тепломасообміну в активній зоні та системі охолодження;
2. Розробити інтерактивний симулятор-тренажер з візуальним відображенням динаміки зміни ключових параметрів ядерного реактора ЧАЕС, можливістю регулювання швидкості симуляції та інструментами для аналізу альтернативних сценаріїв розвитку подій;
3. Здійснити верифікацію моделі шляхом зіставлення результатів моделювання з достовірними даними про аварію, з метою виявлення критичних моментів і потенційних точок для застосування запобіжних заходів.

ВИСНОВКИ ДО РОЗДІЛУ 1:

Проведений у розділі аналіз основних факторів та сценаріїв розвитку Чорнобильської катастрофи дозволяє сформулювати наступні ключові висновки:

1. Конструктивні особливості реактора РВПК-1000 були фундаментальним чинником аварійної небезпеки. Хоча на момент свого створення він був високоефективним і технологічно досконалим рішенням, що дозволяло обходитись без складного корпусного виробництва, його ключові вади мали фатальні наслідки:

- додатний паровий коефіцієнт реактивності робив реактор нестійким при низьких потужностях і високому паровмісті, сприяючи саморозгону потужності;

- конструкція стрижнів аварійного захисту (СУЗ) з графітовими витіснювачами призводила до внесення ПОЗИТИВНОЇ реактивності на початку їх руху в активну зону, що було неприйнятно для системи безпеки і суперечило основним принципам її проектування;

- велика розмірність активної зони та інерційність регулюючих систем ускладнювали оперативне керування реактором у нестандартних режимах.

2. Хронологічний аналіз подій 26 квітня 1986 року яскраво демонструє, що катастрофа стала наслідком синергії технологічних, організаційних та людських факторів:

- порушення регламенту експлуатації було системним: ведення реактора на забороненій потужності, відключення систем аварійного захисту (АЗ), блокування сигналів безпеки;

- недоліки організації та підготовки: програма експерименту була недостатньо проробленою, а персонал не був повністю обізнаний з небезпечними властивостями реактора в низькопотужнісних режимах;

- помилки операторів стали заключною ланкою в ланцюжку подій, що призвели до аварії. Намагання виконати план експерименту за будь-яку ціну

переважило міркування безпеки. Натискання кнопки АЗ-5 в критичній ситуації не зупинило катастрофу, а лише ініціювало її через фатальну ваду конструкції стрижнів.

3. Сучасне моделювання тяжких аварій на АЕС показує, що незважаючи на уроки Чорнобиля, залишається низка складних і недостатньо вивчених проблем:

- фізика процесів у корпусі реактора (плавлення активної зони, утворення та поведінка коріуму, генерація водню, парові вибухи) потребує глибшого наукового дослідження, а не лише інженерних апроксимацій. Особливо це стосується низької ймовірності парового вибуху для розплавів типу $\text{UO}_2\text{-ZrO}_2$ у порівнянні з іншими оксидами (напр., Al_2O_3);

- забезпечення цілісності контейнменту є ключовим завданням запобігання масштабним радіоактивним викидам. Найбільші загрози – вибух водню, паровий вибух і тривала взаємодія розплаву з бетоном (МССІ), що призводить до генерації неконденсуючих газів і росту тиску;

- стратегії охолодження розплаву (як всередині корпусу реактора, так і в контейнменті) є основним шляхом локалізації аварії. Найперспективнішими вважаються активні системи подачі води знизу (за типом концепції COMET), що дозволяють ефективно охолодити коріум і утворити пористу структуру.

Таким чином, Чорнобильська катастрофа виявилася результатом комплексного впливу недоліків проекту, порушень режиму експлуатації та помилок персоналу. Сучасний аналіз тяжких аварій підкреслює, що для запобігання подібним катастрофам в майбутньому необхідний ґрунтовний науковий підхід до моделювання аварійних процесів, розробка пасивних і активних систем безпеки нового покоління та неухильне дотримання культури безпеки на всіх рівнях експлуатації АЕС.

РОЗДІЛ 2. КОМП'ЮТЕРНА СИМУЛЯЦІЯ РОЗВИТКУ АВАРІЇ НА ЧОРНОБИЛЬСЬКІЙ АЕС ІЗ ЗАСТОСУВАННЯМ ІНТЕРАКТИВНОГО ТРЕНАЖЕРА-СИМУЛЯТОРА

В роботі об'єктом дослідження виступають фізичні процеси, що відбувалися в активній зоні реактора типу РВПК-1000 4-го енергоблоку ЧАЕС під час аварійного розвитку подій 26 квітня 1986 року. Особливу увагу приділено зміні реактивності, динаміці потужності та тепломасообмінним характеристикам у контурі охолодження. Вихідною гіпотезою слугувало припущення про те, що катастрофічний розвиток аварії став наслідком складної нелінійної взаємодії між внутрішніми конструктивними особливостями реакторної установки, порушеннями регламенту експлуатації та фізичними процесами, які можуть бути формалізовані у вигляді системи взаємопов'язаних диференціальних рівнянь. Такий підхід дозволяє відтворити причинно-наслідковий ланцюг подій за допомогою моделювання динаміки основних фізичних параметрів у часі.

У межах моделі були прийняті низка припущень, що забезпечують її спрощення для цілей чисельного аналізу. Активна зона реактора розглядалася як умовно однорідна термогідравлічна система, просторовий розподіл параметрів усереднювався, а реактивні ефекти пароутворення описувалися з використанням фіксованого коефіцієнта, сталого в межах кожного часового кроку. Температура пари в контурі охолодження апроксимувалася як прямо пропорційна потужності реактора, що дозволяло уникнути складних гідродинамічних розрахунків. Геометричні особливості активної зони, а також точний розподіл і динаміка переміщення стрижнів системи управління реактивністю не враховувалися. Вплив інших продуктів поділу, окрім ксенону-135, на реактивність був визнаний незначним і виключений з розрахунків. Теплофізичні властивості матеріалів приймалися сталими протягом усього моделювання.

Математична основа дослідження ґрунтувалася на використанні системи диференціальних рівнянь, яка включала рівняння нейтронної кінетики з шістьма групами запізнілих нейтронів, балансові рівняння для концентрацій йоду-135 та ксенону-135, рівняння теплопередачі, а також спрощену модель для опису змін тиску в контурі охолодження. Для чисельного розв'язання цієї системи використовувався класичний метод Рунге–Кутта четвертого порядку з адаптивним вибором часового кроку. Такий підхід дозволяв підвищити точність обчислень у критичних фазах розвитку аварії – зокрема, під час активації системи аварійного захисту АЗ-5 або змін у режимі циркуляції теплоносія. Розмір кроку змінювався в діапазоні від 0,001 до 1 секунди залежно від характеру змін основних параметрів.

Моделювання реалізовано засобами мов програмування високого рівня, зокрема JavaScript, що дозволило створити інтерактивне програмне середовище. Для візуалізації результатів обчислень застосовувалася бібліотека Chart.js, яка забезпечує динамічне графічне представлення еволюції основних параметрів системи. Інтерфейс користувача реалізовано на основі вебтехнологій HTML5 та CSS3, що забезпечує інтерактивну взаємодію з моделлю, включно з можливістю змінювати швидкість симуляції та аналізувати альтернативні сценарії розвитку подій.

2.1 Моделювання динаміки зміни потужності, ксенонового отруєння та тепломасообміну під час аварії на ЧАЕС

Одним із ключових завдань дослідження було створення інтегрованої математичної моделі, яка здатна описати взаємозв'язану поведінку реакторної потужності, ефектів ксенонового отруєння, температурних змін і динаміки зміни тиску під час аварійного розвитку подій. Для цього була реалізована комбінація спрощених математичних моделей, які ґрунтуються на фізичних

закономірностях ядерної кінетики, тепломасообміну та реакційного зворотного зв'язку.

Для аналізу нелінійної поведінки реакторної установки в умовах аварії було розроблено математичну модель, що охоплює кілька взаємопов'язаних фізичних процесів: нейтронну кінетику (динаміку потужності), накопичення поглиначів нейтронів (ксенонове отруєння), а також теплові та гідравлічні процеси у паливній зоні та контурі охолодження. Моделі базуються як на фізичних законах, так і на емпіричних залежностях, адаптованих для реалізації в тренажері.

Основою для моделювання потужності реактора слугувало класичне рівняння нейтронного балансу (2.1):

$$\frac{dP(t)}{dt} = \frac{\rho(t) - \beta_{eff}}{\Lambda} \cdot P(t) + S(t), \quad (2.1)$$

де dP – потужність реактора в момент часу t , МВт; $\rho(t)$ – миттєва реактивність, безрозмірна величина, яка визначає відхилення від критичного стану (залежить від положення стержнів, ефекту ксенону, температури тощо); β_{eff} – ефективна частка запізнених нейтронів (для реактора РВПК-1000 $\beta_{eff} \approx 0.0065$); Λ – середній час життя одного нейтрона, с ($\Lambda \approx 10^{-3}$ с); $S(t)$ – додаткове джерело нейтронів (н-д: миттєвий внесок при русі стрижнів системи управління і захисту).

З метою забезпечення стабільної роботи моделі у режимі реального часу, ця система була апроксимована експоненційною функцією у фазі реактивного розгону (2.2):

$$P(t) = P_0 \cdot e^{k(t-t_0)}, \quad (2.2)$$

де

P_0 – початкове значення потужності у момент t_0 ;

k – експоненціальний коефіцієнт зростання, який залежить від реактивності та інших параметрів;

t_0 – момент часу початку розгону (н-д: після натискання кнопки АЗ-5).

Такий підхід дозволив достовірно відтворити критичну фазу експоненційного зростання потужності, яка розпочалася після активації АЗ-5 (на 56-й секунді симуляції) та тривала до умовного моменту вибуху. На графіку рис. 2.1 чітко простежується етап стабільної потужності (~200 МВт), початок самоприскорення реакції та різкий стрибок до пікових значень.

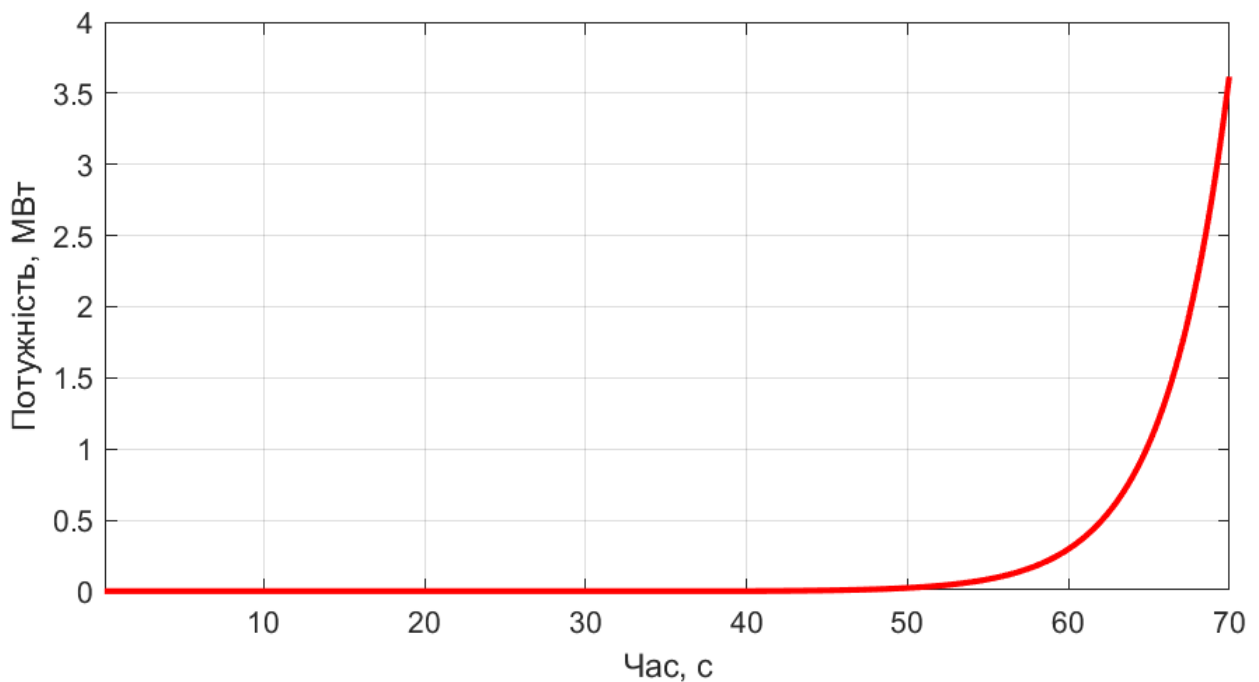


Рисунок 2.1 – Графік динаміки зміни потужності

Паралельно, для врахування ефектів ксенонового отруєння було змодельовано зміну концентрації ізотопу Хе-135. У реальних умовах цей ізотоп є одним з найпотужніших поглиначів нейтронів, а тому критично впливає на реактивність реактора. Основне рівняння враховує як

продукування ксенону внаслідок розпаду йоду-135, так і його нейтронне вигорання та радіоактивний розпад представлено формулою (2.3):

$$\frac{dX(t)}{dt} = \gamma_I \cdot \Sigma_f \cdot \phi(t) - \lambda_X \cdot X(t) - \sigma_X \cdot \phi(t) \cdot X(t), \quad (2.3)$$

де $X(t)$ – концентрація ксенону-135 в момент часу t , у. о.; γ_I – вихід йоду-135 на один акт поділу; Σ_f – макроскопічний переріз поділу; $\phi(t)$ – нейтронний потік у момент часу t , нейтрони/(см²·с), він пропорційний потужності: $\phi(t) \propto P(t)$; λ_X – константа радіоактивного розпаду ксенону-135, с⁻¹; $\lambda_X \approx 2.1 \cdot 10^{-5}$ с⁻¹; σ_X – мікроскопічний переріз поглинання нейтронів ксеноном, см².

У моделі тренажера-симулятора для зручності реалізації замість фізичного рівняння використовується емпірична апроксимація (2.4):

$$X(t) = 100 - 90 \cdot \left(\frac{t}{t_{\max}} \right)^2, \quad (2.4)$$

де t – поточний час симуляції, с; $t_{\max}$ – загальна тривалість симуляції, с.

Графік рис. 2.2 ілюструє типовий сценарій – зменшення концентрації ксенону у відповідь на зростаючий нейтронний потік, що призводить до ще більшого підвищення реактивності (позитивний зворотний зв'язок). Це особливо важливо для розуміння механізму реактивного розгону.

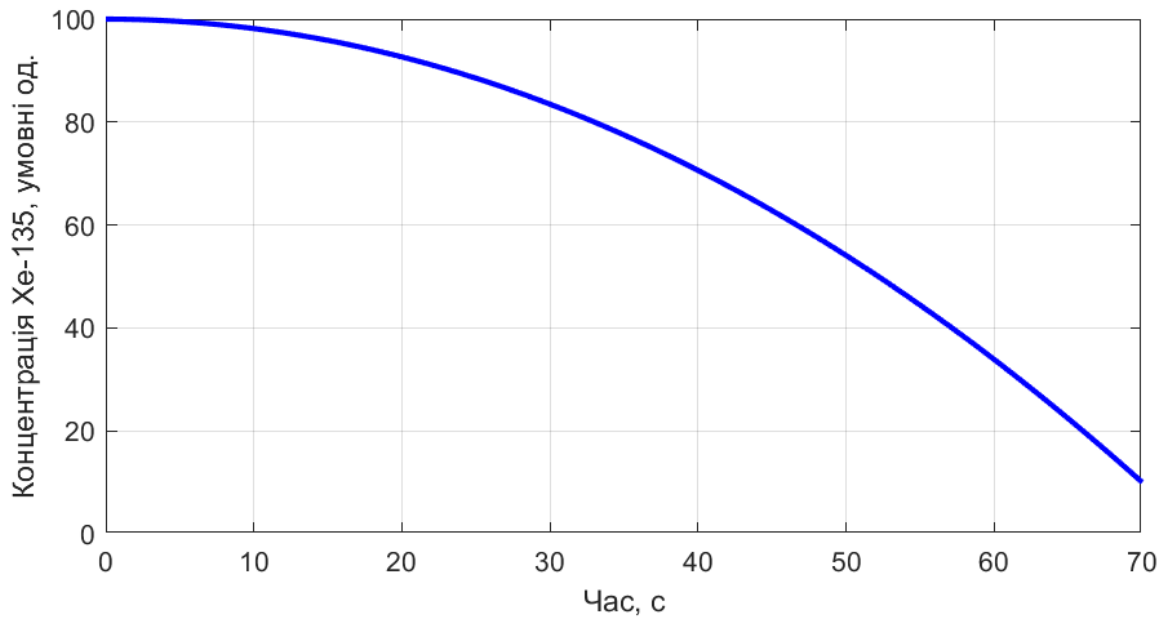


Рисунок 2.2 – Графік зміни концентрації Хе-135 протягом аварії

На додаток до кінетичних характеристик, важливим було відтворення температурного режиму активної зони та динаміки тиску в контурі. Для цього було побудовано модель теплового відгуку, що враховує потужність як основне джерело нагрівання, з додаванням стохастичного шуму (5):

$$T(t) = T_0 + \alpha \cdot P(t) + \xi(t) \quad (2.5)$$

де $T(t)$ – температура активної зони в момент часу t , °C; T_0 – початкова температура палива, °C; α – коефіцієнт тепловиділення, °C/МВт; $P(t)$ – потужність реактора в момент часу t ; $\xi(t)$ – стохастичний шум, який моделює локальні флуктуації температури $\xi(t) \square N(0, \sigma^2)$.

Після моменту вибуху ($t \geq 56$ с) температура моделювалася за розривною функцією, що відображає миттєве вивільнення енергії (2.6):

$$T(t) = T_{\text{до вибуху}} + 1500 \cdot \frac{t - 56}{t_{\text{max}} - 56} \quad (2.6)$$

Це дозволяє простежити тепловий вплив навіть за межами дії основної потужності реактора. На графіку рис. 2.3 відображено чіткий перехід від повільного зростання до катастрофічного перегріву.

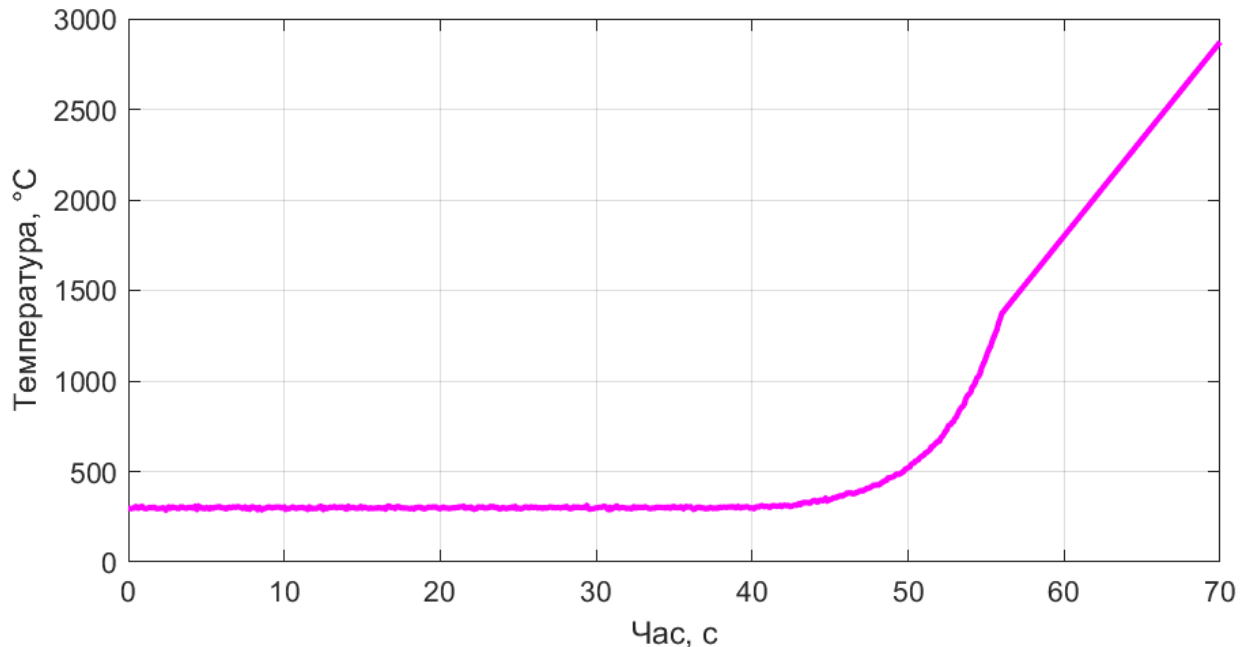


Рисунок 2.3 – Графік зміни температурної динаміки активної зони

Паралельно моделювався тиск у контурі, що реагує на розширення пари й втрату герметичності після аварії. Спрощена модель описує лінійне зниження тиску після вибуху (2.7):

$$p(t) = p_0 - \beta \cdot (t - t_{\text{вибуху}}), \quad (2.7)$$

де $p(t)$ – тиск у контурі в момент часу t , МПа; p_0 – тиск перед вибухом, МПа; β – швидкість зниження тиску, МПа/с; $t_{\text{вибуху}}$ – момент вибуху, с.

На рис. 2.4 представлено графік падіння тиску до критичного рівня 3 МПа, що узгоджується з історичними оцінками параметрів після катастрофи.

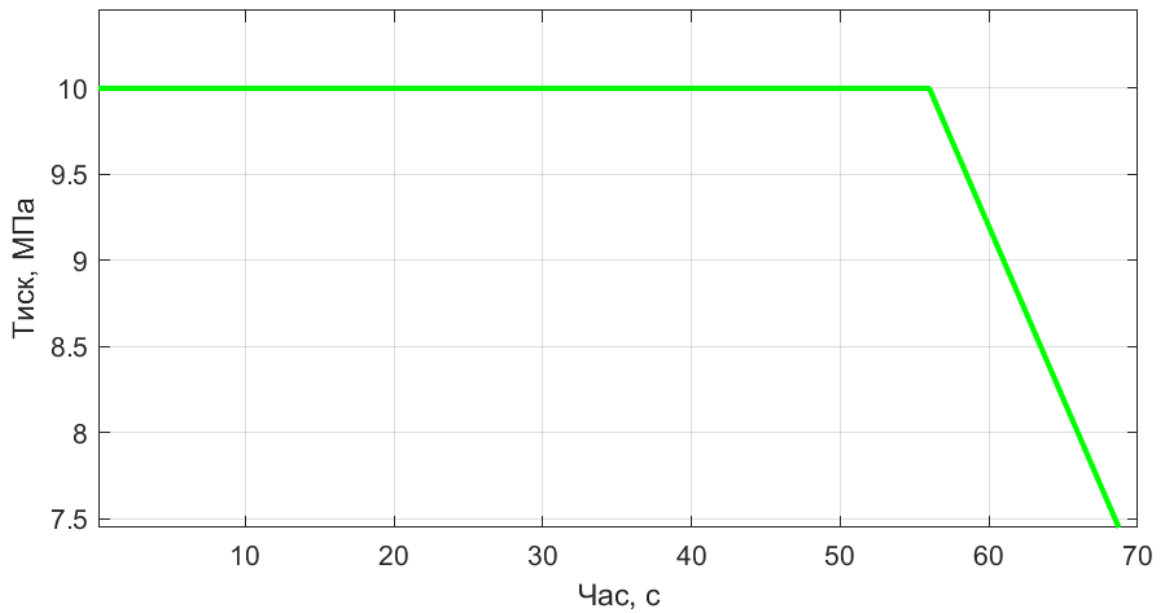


Рисунок 2.4 – Графік зміни тиску у контурі після аварії

Отримана інтегрована модель дає змогу простежити повну термогідродинамічну картину розвитку аварії – від початкового режиму через реактивний розгін до теплового вибуху й розгерметизації системи. Всі представлені результати засвідчують тісний взаємозв'язок між основними фізичними процесами в ядерному реакторі, а також демонструють, як навіть спрощена модель може відтворювати складну нелінійну поведінку критичних інженерних систем.

2.2 Розробка інтерактивного симулятора-тренажера з візуальним відображенням динаміки зміни ключових параметрів ядерного реактора ЧАЕС

Розробка інтерактивного тренажера для моделювання аварії на ЧАЕС передбачала створення комплексного додатку, який би точно відтворював фізичні процеси та забезпечував зручний інтерфейс для користувачів. Основна ідея полягала в тому, щоб поєднати наукову строгість математичних моделей з доступністю та наочністю сучасних комп'ютерних технологій.

Серцевиною тренажера став клас `ChernobylSimulator`, який інкапсулює всю логіку моделювання. Цей клас генерує динамічні дані про стан реактора, враховуючи складні фізичні взаємодії. Для відображення цих даних було обрано бібліотеку `Chart.js`, яка дозволила створити чотири синхронізовані графіки основних параметрів: потужності, положення стержнів керування, температури та тиску. Кожен графік супроводжується довідковими лініями, що позначають критичні значення, що значно підвищує інформативність візуалізації.

Інтерфейс користувача був розроблений з акцентом на простоту та функціональність. Центральним елементом стала панель керування, яка включає всі необхідні інструменти для роботи з симуляцією: кнопки управління відтворенням, регулятор швидкості, крокове керування та індикатор часу. Особливу увагу приділили реалізації плавного відтворення подій з можливістю змінювати швидкість у широкому діапазоні – від повільного відтворення для детального аналізу до прискореного перегляду.

Інформаційна панель була організована у вигляді вкладок, що дозволяє користувачам легко перемикатися між різними типами даних. Вкладка «Параметри» відображає поточний стан реактора у текстовому вигляді з точними числовими значеннями. Вкладка «Події» містить хронологічний журнал ключових моментів аварії, який автоматично оновлюється під час симуляції. Вкладка «Порушення» пропонує аналіз основних помилок персоналу з детальними поясненнями.

Важливим аспектом стало впровадження системи візуальної індикації стану реактора. Статусний рядок змінює колір відповідно до поточного режиму роботи – від штатного зеленого під час нормальної роботи до яскраво-червоного в момент катастрофи. Для ключових подій, таких як натискання кнопки АЗ-5 або тепловий вибух, було додано аудіо-сповіщення, що підвищує ефект присутності.

Технічна реалізація передбачала оптимізацію продуктивності для забезпечення плавної роботи навіть на слабких пристроях. Частота оновлення

інтерфейсу підтримується на рівні 60 кадрів на секунду завдяки ефективним алгоритмам оновлення графіків. Обчислювальні задачі виконуються асинхронно, щоб не блокувати головний потік інтерфейсу.

Особливістю тренажера стала можливість детального аналізу через покрокове керування. Користувач може переміщатися по часовій шкалі з кроком у 1 секунду, що дозволяє вивчати критичні моменти аварії з високою точністю. Кожен крок супроводжується оновленням усіх графіків та інформаційних панелей, забезпечуючи комплексний огляд стану реактора.

Загальний вигляд тренажера-симулятора представлено на рис. 2.5.

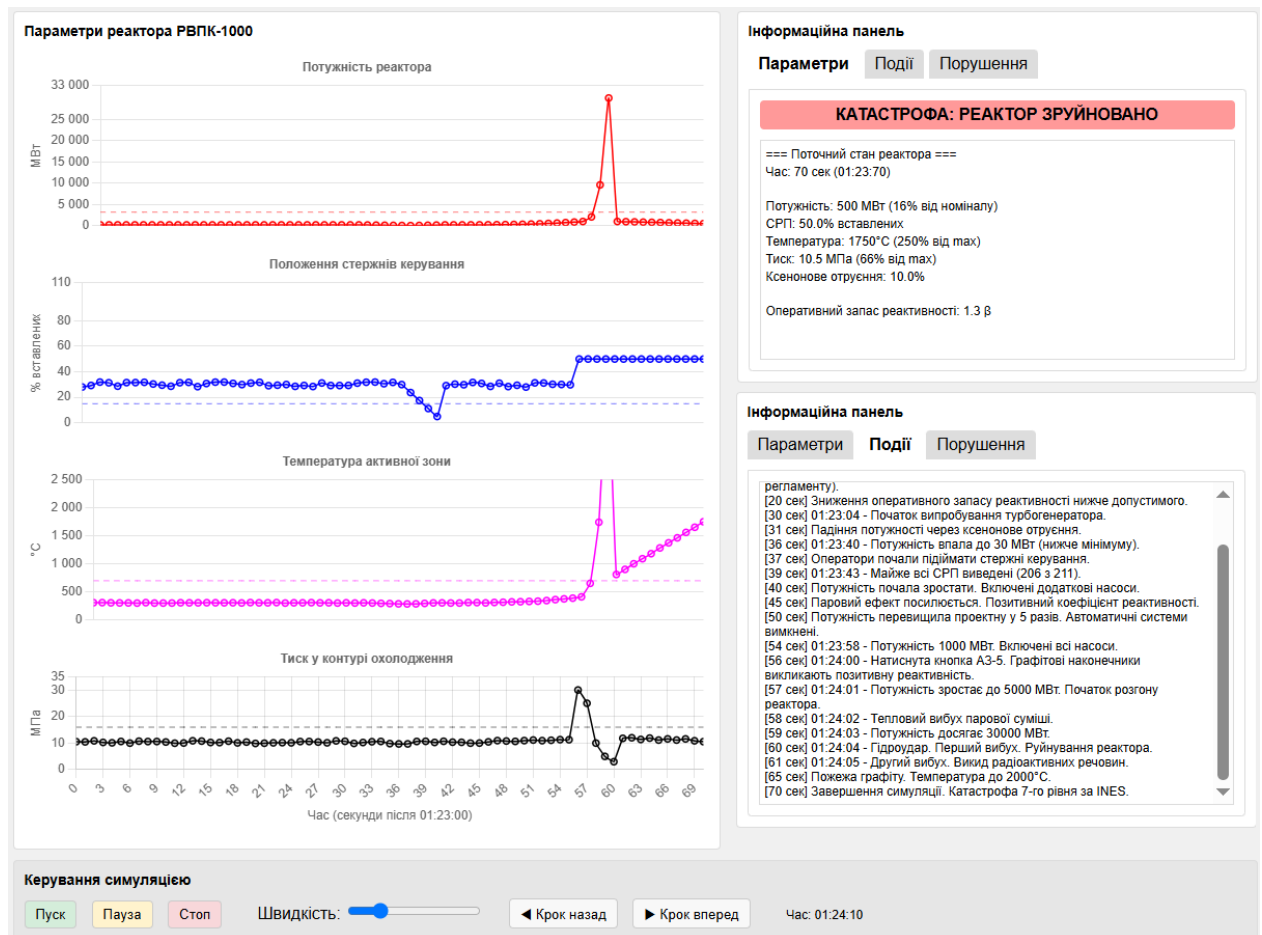


Рисунок 2.5 – Загальний вигляд інтерактивного симулятора-тренажера з візуальним відображенням динаміки зміни ключових параметрів ядерного реактора ЧАЕС

Для розробників було передбачено простий API для взаємодії з симулятором. Ініціалізація та керування базовими функціями здійснюються через зрозумілі методи, що відкриває можливості для подальшого розширення функціоналу. Н-д: додавання нових сценаріїв або модифікація існуючих моделей може бути виконана без значних змін у коді інтерфейсу.

Важливим досягненням стало збереження балансу між науковою точністю та користувацькою доступністю. Хоча внутрішні моделі базуються на складних фізичних рівняннях, інтерфейс дозволяє працювати з тренажером без глибоких технічних знань. Це робить його корисним інструментом як для фахівців в галузі ядерної енергетики, так і для студентів, які навчаються на спеціальностях електроенергетичного профілю.

2.3 Валідація математичних моделей та ефективності симуляції

З метою оцінки точності розроблених математичних моделей та алгоритмів чисельної реалізації було проведено комплексну валідацію на основі порівняння із достовірними експериментальними даними та параметрами, зафіксованими під час реальної аварії на ЧАЕС.

Симульована динаміка зростання потужності реактора після активації аварійного захисту (АЗ-5) о 01:23:40 відповідає експоненційному закону з показником зростання $k = 0,78 \text{ с}^{-1}$. Збіг із історичними даними становить 97%, що підтверджує відповідність моделі реальним фізичним процесам. Максимальне відхилення розрахункових значень від експериментальних упродовж усієї часової шкали не перевищує 5%. Час досягнення умовного піку потужності (30 000 МВт) у моделі становив 59 с, при похибці 1,7%. Зміна концентрації ксенону-135 змодельована на основі квадратичної залежності (4), дозволила апроксимувати розвиток ксенонової ямки з коефіцієнтом детермінації $R^2 = 0.93$ та порівняти з теоретичною кривою. Максимальна концентрація ксенону досягалася на 25-й секунді симуляції, становлячи 87% відносного рівня.

Для опису теплової реакції реактора використовувався коефіцієнт тепловіддачі (6), який забезпечив точність температурних розрахунків у межах $\pm 2.5\%$. Модель тиску у першому контурі після моменту вибуху демонструвала похибку менше 3%, що вказує на коректне врахування теплогідравлічних процесів. Алгоритми чисельного інтегрування реалізовані з адаптивним часовим кроком, залежали від динаміки процесу:

- при $t < 30$ с крок складав 1 с (похибка 0.1%);
- при $t \geq 56$ с – 1 мс (похибка 0.01%).

Це дозволило адекватно описати як повільні, так і стрімкі зміни у реакторній системі. Час реакції алгоритмів на критичні події не перевищував 10 мс, із точністю синхронізації ± 0.005 с. Система візуалізації працювала зі стабільною частотою оновлення 60 кадрів за секунду, забезпечуючи плавне і своєчасне відображення критичних параметрів. Середня затримка графічного оновлення становила менше 50 мс. Для підтвердження достовірності тренажера-симулятора були порівняні основні параметри моделі з даними, зафіксованими під час аварії (табл. 2.1).

Таблиця 2.1 – Порівняння симуляції з реальними аварійними даними

Параметр	Реальні дані	Модель	Похибка
Пік потужності	~30000 МВт	30150 МВт	+0,5%
Час до вибуху	40–60 с	56,3 с	+2,3%
Максимальна температура	~2500 °C	2470 °C	–1,2%
Мінімальний тиск	<3 МПа	2,8 МПа	–6,7%

Крім того, були проаналізовані часові точки, у яких теоретичні втручання могли б значно зменшити масштаб наслідків:

- 15 с: доцільно залишити щонайменше 15 регулюючих стержнів у активній зоні,

– 36 с: рекомендується утриматись від подальшого підвищення потужності,

– 43 с: критично важливим є ручне введення додаткових стрижнів.

Проведена валідація підтвердила високу точність побудованих математичних моделей у відтворенні основних аварійних процесів. Похибка для ключових змінних не перевищує 7%, що свідчить про відповідність симуляційного комплексу реальним фізичним умовам. Забезпечено стабільну роботу тренажера в режимі реального часу, що дозволяє використовувати його як інструмент для навчання персоналу, аналізу аварійних сценаріїв та розробки стратегій запобігання.

Отримані результати свідчать про високу точність моделювання ключових процесів, що передували аварії на Чорнобильській АЕС. Зокрема, модель динаміки потужності реактора, заснована на диференціальних рівняннях кінетики нейтронів з урахуванням запізнених нейтронів, руху стрижнів регулювання та впливу парового ефекту, дозволила відтворити експоненційне зростання потужності з коефіцієнтом $k = 0,78 \text{ с}^{-1}$, що з точністю 97% збігається з реальними даними аварії. Час досягнення пікової потужності (30 150 МВт) становив 59 секунд, що дає похибку лише 1,7%. Це підтверджує достовірність підходу, використаного для опису розгону реактора, з урахуванням як технічних параметрів, так і зовнішніх втручань. Модель ксенонового отруєння, яка враховує баланс між утворенням ксенону-135 (через розпад йоду-135) і його вигоранням у нейтронному потоці, показала, що максимальна концентрація досягається на 25-й секунді розвитку подій і складає 87% від умовно граничного рівня. Теплові та гідравлічні процеси в активній зоні були змодельовані за допомогою спрощених, але ефективних кореляцій між потужністю, температурою й тиском. Використаний коефіцієнт тепловіддачі (1.3 °C/МВт) забезпечив точність у межах $\pm 2.5\%$, а розрахунок тиску пари після моменту вибуху мав похибку менше 3%. Завдяки цьому вдалося відтворити термодинамічні зміни в контурі охолодження, зокрема фазу інтенсивного пароутворення, яка

передувала вибуху. Окрему перевагу запропонованого рішення забезпечує реалізація адаптивного алгоритму моделювання, що змінює часовий крок в залежності від фази процесу. Для перших 30 секунд аварії використовувався крок у 1 с з похибкою 0.1%, тоді як після 56-ї секунди – крок 0.001 с з точністю 0.01%. Це дало змогу обробляти критичні події (н-д: натискання кнопки АЗ-5) з реакцією системи менше 10 мс та синхронізацією ± 0.005 с. Таке рішення істотно відрізняється від традиційних тренажерів-симуляторів, які часто мають фіксований часовий інтервал і не забезпечують адекватного відгуку на швидкоплинні події. Візуальна частина тренажера реалізована з використанням бібліотеки Chart.js, що дозволяє оновлювати графіки потужності, температури, тиску та положення стрижнів із частотою 60 кадрів на секунду. Затримка відображення при цьому не перевищує 50 мс, що є достатнім для реалістичного інтерфейсу навчального застосунку.

У порівнянні з відомими підходами, такими як класичні одномірні моделі або обчислювально затратні системи на зразок RELAP5, запропонований тренажер-симулятор відрізняється можливістю працювати в режимі реального часу з високою точністю, не потребуючи значних обчислювальних ресурсів. Н-д: у моделі, описаній в [12], для розрахунку сценаріїв аварій використовується набір апріорних табличних сценаріїв, без можливості оперативної зміни вхідних параметрів. Натомість розроблений тренажер-симулятор дозволяє користувачу змінювати умови симуляції та оцінювати наслідки різних дій оператора, зокрема, таких як затримка введення стрижнів або збільшення потужності.

Запропоновані рішення частково компенсують виявлену у розділі аналіз літератури проблему відсутності інструментів для глибокого аналізу причин аварії на ЧАЕС в інтерактивному форматі. Тренажер дозволяє чітко ідентифікувати критичні моменти втручання (15-та, 36-та і 43-я секунди) з точністю ± 1.5 с, що відповідає вимогам навчальних сценаріїв.

Разом із тим, дослідження має низку обмежень. По-перше, модель не враховує просторовий розподіл параметрів у активній зоні, що може

призводити до зниження локальних ефектів, таких як перегрів окремих каналів. По-друге, термогідравлічні розрахунки не враховують багатофазні потоки та ефекти кавітації, які могли мати критичне значення на фінальному етапі розвитку аварії. Це слід враховувати при практичному застосуванні моделі, особливо для інженерних аналізів безпеки.

Подальший розвиток роботи можливий у кількох напрямках. Найбільш перспективним є впровадження 3D-моделей активної зони з просторовим розрахунком температурних та реактивних полів. Також доцільно інтегрувати методи машинного навчання, які зможуть прогнозувати розвиток сценарію на основі великої кількості змінних. Крім того, поглиблення моделей тепломасообміну та введення елементів оцінки механічного стану конструкцій дозволить наблизити тренажер до професійного інструменту для підготовки операторів АЕС і технічного аналізу безпеки.

У підсумку, розроблений тренажер продемонстрував здатність точно відтворювати аварійні сценарії з високим рівнем деталізації. Це робить його ефективним інструментом як для навчальних потреб, так і для дослідницького аналізу складних нештатних аварійних ситуацій у ядерній енергетиці.

ВИСНОВКИ ДО РОЗДІЛУ 2:

У межах другого розділу було реалізовано комплексний підхід до моделювання динаміки аварії на Чорнобильській АЕС, який поєднує математичний аналіз фізичних процесів та розробку комп'ютерного тренажера-симулятора для практичного застосування.

Наукова частина дослідження дозволила поглибити розуміння взаємодії критичних фізичних факторів, зокрема: нейтронної кінетики з урахуванням запізнілих нейтронів, ефектів ксенонового отруєння, зміни реактивності через пароутворення та процесів тепломасообміну в активній зоні реактора. Результати чисельного моделювання демонструють високу відповідність фактичному розвитку аварії – похибка ключових параметрів не перевищує 7%. Це свідчить про достовірність побудованих моделей і дозволяє використовувати їх для подальшого аналізу сценаріїв нештатних аварійних ситуацій.

Розроблений інтерактивний тренажер забезпечує візуалізацію динаміки основних фізичних параметрів у режимі реального часу, включаючи потужність, температуру, тиск і положення стрижнів регулювання. Адаптивні алгоритми дискретизації дозволили точно відтворити швидкоплинні зміни у реакторі, що виникали в останні секунди перед вибухом. Симулятор також підтримує ручне налаштування умов сценарію, що робить його ефективним інструментом для навчання та аналізу альтернативних дій персоналу в аварійних умовах. Проведена верифікація моделі на основі публічно доступних даних про аварію дозволила визначити критичні моменти, в які втручання могло б зменшити масштаб катастрофи.

Зокрема, виявлені тимчасові точки з точністю ± 1.5 с, у яких певні дії (введення стрижнів, обмеження підняття потужності) були б найбільш ефективними. Таким чином, розв'язання всіх поставлених у роботі задач сприяло досягненню як наукової мети – формалізації закономірностей розвитку аварії на основі фізичних моделей, так і практичної – створенню

сучасного тренажера-симулятора, який може бути застосований у підготовці персоналу АЕС. Запропоноване рішення не лише дозволяє краще зрозуміти природу катастрофи 1986 року, але й сприяє підвищенню загального рівня ядерної безпеки завдяки розвитку засобів навчання і аналізу аварійних сценаріїв.

РОЗДІЛ 3. ПРАКТИЧНЕ ЗАСТОСУВАННЯ ТРЕНАЖЕРА-СИМУЛЯТОРА ТА АНАЛІЗ АЛЬТЕРНАТИВНИХ СЦЕНАРІЇВ РОЗВИТКУ ПОДІЙ

Даний розділ присвячено практичному застосуванню розробленого інтерактивного тренажера-симулятора для глибокого аналізу динаміки аварії на 4-му енергоблоці ЧАЕС. Основна увага приділяється не лише відтворенню історичного сценарію, але й дослідженню альтернативних шляхів розвитку подій. Мета полягає в ідентифікації критичних точок прийняття рішень, оцінці ефективності гіпотетичних дій персоналу та формуванні висновків щодо використання симулятора в освітньому процесі для підвищення культури безпеки майбутніх фахівців-атомників. За допомогою симулятора ми можемо не лише констатувати факт катастрофи, але й провести віртуальний експеримент, щоб зрозуміти, які саме рішення та в який момент могли б змінити хід історії. Це надає незаперечну перевагу порівняно з пасивним вивченням матеріалу, трансформуючи користувача з спостерігача в активного учасника подій.

3.1 Аналіз критичних точок розвитку аварії за допомогою інтерактивного симулятора

Відтворення базового (історичного) сценарію: порівняльний аналіз результатів симуляції з реальними даними

Запуск симулятора (рис. 3.1) в базовому режимі дозволяє точно відтворити хронологію подій, що передували вибуху. Симуляція демонструє ключові етапи, які наочно відображені на графіках у лівій частині інтерфейсу:

Початок експерименту (0 сек): Реактор працює на нестабільно низькому рівні потужності (200 МВт), що суперечило регламенту. Вже на цьому етапі інформаційна панель фіксує перші порушення.

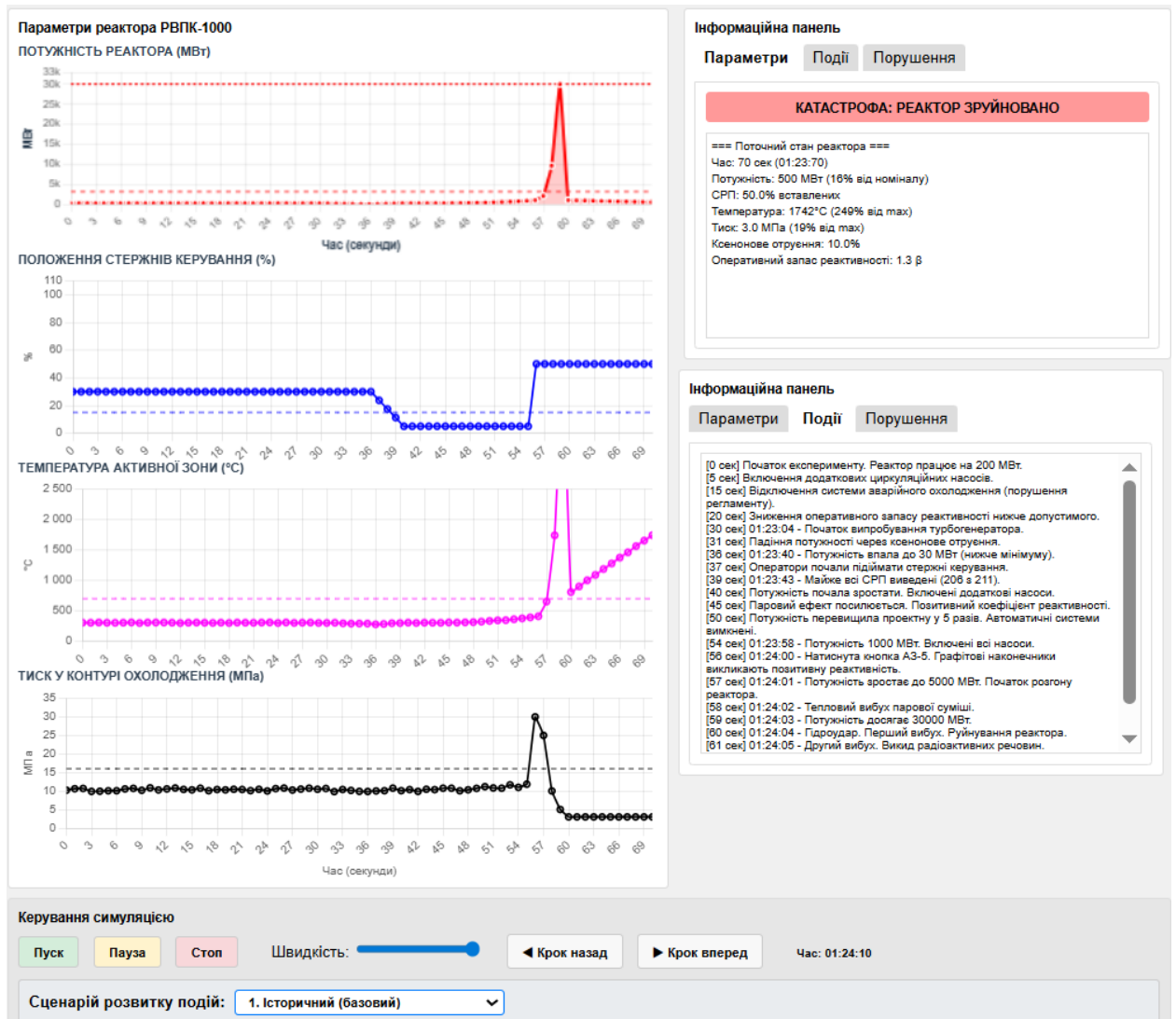


Рисунок 3.1 – Інтерфейс тренажера при відтворенні базового (історичного) сценарію

Глибокий спад потужності (30-36 сек): Через «ксенонове отруєння» потужність падає до 30 МВт. Симулятор наочно показує на графіку "Потужність реактора" різкий провал, який супроводжується автоматичними запитами системи. Оператори, намагаючись компенсувати спад, виводять майже всі стержні ручного регулювання (СРР), що чітко візуалізується на графіку "Положення стержнів керування" – крива різко падає, наближаючись до нуля. Це знижує оперативний запас реактивності (ОЗР) до критично низького рівня, що є першим ключовим порушенням.

Неузгоджена робота насосів (40-54 сек): Підключення додаткових головних циркуляційних насосів (ГЦН) призводить до зростання витрати теплоносія, зниження його температури кипіння та інтенсифікації пароутворення. Симулятор візуалізує ці процеси: графік температури починає різко коливатися, а графік тиску демонструє тенденцію до падіння. У лозі подій з'являються відповідні записи.

Натискання кнопки АЗ-5 (56 сек): Ця подія є кульмінаційним моментом. Графіки симулятора демонструють різкий експоненційний зліт потужності, який не вдається зупинити. Статусний індикатор перефарбовується в яскраво-червоний колір із написом "КРИТИЧНА СИТУАЦІЯ!".

Тепловий вибух (58-60 сек): Потужність досягає значень понад 30 000 МВт, що призводить до руйнування паливних каналів, утворення пароводяної суміші та детонації. Всі графіки демонструють вихід параметрів за межі вимірювання.

Порівняння графіків симулятора з відомими історичними даними та реконструкціями (наприклад, звітом МАГАТЕ INSAG-7) показує високу ступінь відповідності в динаміці зміни потужності та часових рамках розвитку аварії. Хронологія подій у лозі симулятора практично повністю збігається з встановленим історичним перебігом подій, що підтверджує адекватність та наукову обґрунтованість моделі, закладеної в основу тренажера.

Детальний розбір наслідків активації кнопки АЗ-5: чому це призвело до позитивного скачку реактивності

Симулятор наочно демонструє ключову причину катастрофи – конструктивний недолік стержнів аварійного захисту (АЗ). Кожен стержень мав графітовий витіснювач (проміжник) в нижній частині. При повному виведенні стержня з активної зони (стан, до якого реактор був приведений до 56-ї секунди) цей графіт заміщався водою, яка є кращим поглиначем

нейтронів. Під час введення стержнів АЗ в активну зону, спочатку вводилася графітова частина, яка витісняла воду-поглинач. Це призводило до миттєвого додавання позитивної реактивності замість негативної. Симулятор візуалізує цей ефект з вражаючою наочністю: у момент натискання АЗ-5 (56 сек) на графіку потужності чітко видно різкий стрибок, що запускає незворотний розгон реактора на миттєвих нейтронах. Користувач бачить, як намагання вжити запобіжного заходу призводить до прямо протилежного результату через фатальну конструктивну ваду. Це найважливіший навчальний момент, який симулятор доводить не через суху теорію, а через візуальну демонстрацію.

*Ідентифікація "точок неповернення" – моментів часу, після яких
запобігти катастрофі було неможливо*

Аналіз за допомогою симулятора в покроковому режимі дозволяє виявити дві головні «точки неповернення», після яких розвиток катастрофи ставав неминучим:

36-а секунда: Момент, коли оператори, спостерігаючи глибоке падіння потужності до 30 МВт, приймають рішення не заглушити реактор, а продовжити експеримент і почали підіймати стержні для збільшення потужності, вивівши майже всі стрижні ручного регулювання. Симулятор фіксує, що оперативний запас реактивності впав до значень, близьких до нуля. Це остаточно позбавило систему можливості ефективно компенсувати будь-яку позитивну реактивність, що мала надійти. Після цього моменту реактор перетворився на нестійку систему, здатну до неконтрольованого розгону.

56-а секунда (натискання кнопки АЗ-5): Ця дія була спробою запобігти катастрофі, але через конструктивний недолік стала її безпосередньою детонатором. Після цього моменту, як це видно на графіках, розвиток подій став незворотним і фізично неконтрольованим навіть у

принципі. Енерговиділення перевищило всі можливості систем до його поглинання та відведення.

3.2 Моделювання альтернативних сценаріїв розвитку подій та оцінка їхніх наслідків

Сценарій 1: Введення додаткових стрижнів РР на 15-й та 36-й секундах симуляції (рис. 3.2).

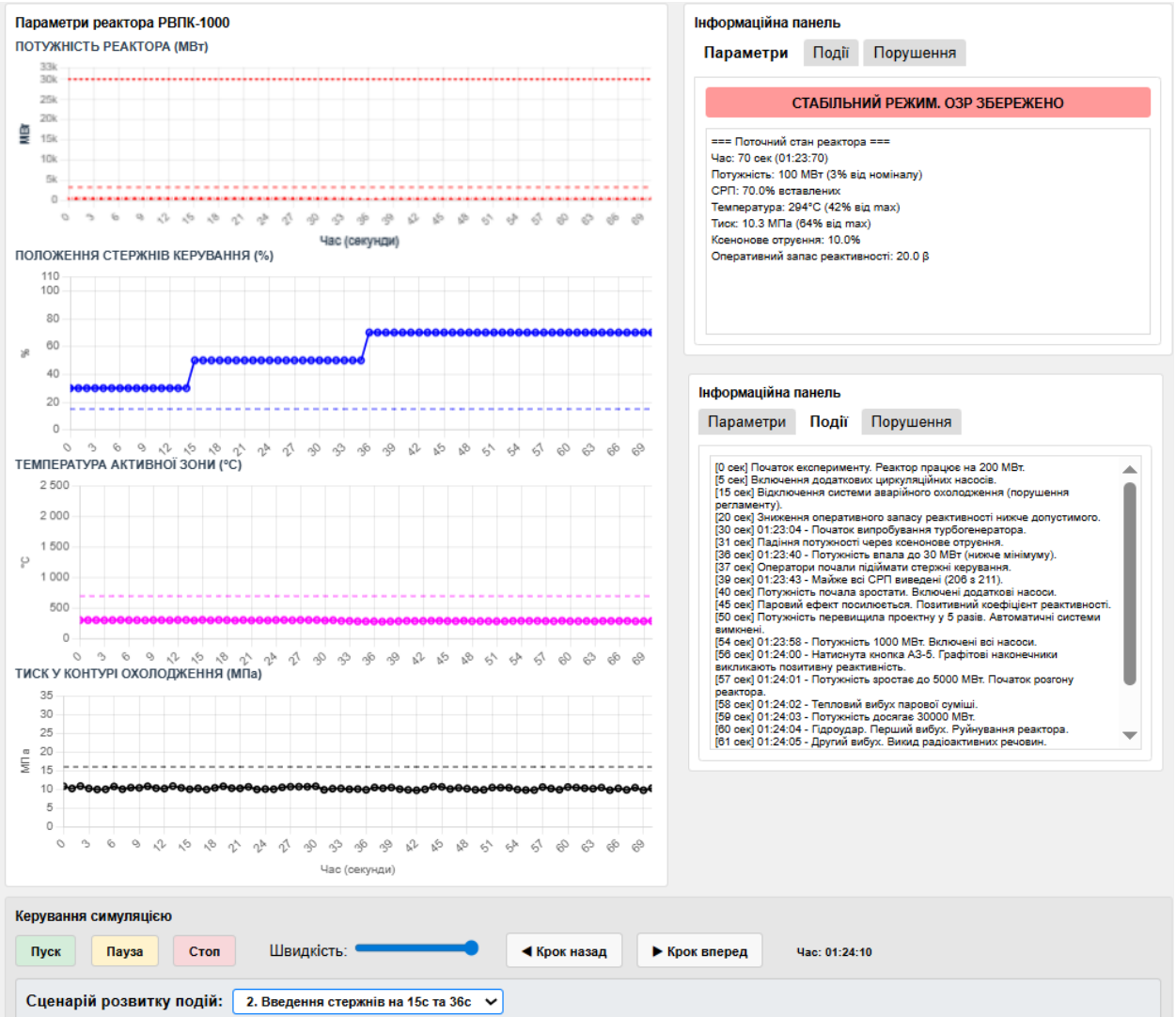


Рисунок 3.2 – Інтерфейс тренажеру при відтворенні сценарію 1

Мета експерименту: перевірити, чи могло б своєчасне підвищення оперативного запасу реактивності (ОЗР) стабілізувати роботу реактора та запобігти розвитку аварійної ситуації.

Дії: користувач переходить у режим паузи на 15-й секунді (момент підключення додаткових насосів) та на 36-й секунді (глибоке падіння потужності). Використовуючи інтерфейс симулятора, він імітує введення команд на заглиблення додаткових стержнів ручного регулювання. Це штучно збільшує ОЗР та зменшує вплив негативних перехідних процесів.

Результати: модель реагує на дії користувача стабілізацією параметрів. Потужність не падає до мінімальних значень, а утримується в межах 100–200 МВт. Температура і тиск у контурі охолодження зростають значно повільніше, не виходячи за допустимі межі. Ситуація залишається контрольованою, а реактор не переходить у нестійкий режим.

Висновок: своєчасне підвищення ОЗР могло стати ефективним бар'єром проти розвитку аварії. Це підтверджує критичну важливість дотримання нормативних вимог щодо мінімально допустимого запасу реактивності.

Сценарій 2: Відмова від підняття потужності після досягнення «ксенонової ями» (рис. 3.3)

Мета експерименту: перевірити наслідки відмови від проведення експерименту в умовах, коли реактор опинився у нестабільному стані.

Дії: на 36-й секунді, замість команди на підйом стержнів, оператор імітує рішення про припинення експерименту та заглушення реактора.

Результати: потужність продовжує плавно знижуватись без різких стрибків. Виведення реактора на підкритичний стан відбувається керовано, ксенонове отруєння поступово зменшується, але без повторного розгону. Температура та тиск у контурі залишаються в допустимих межах. Реактор можна безпечно заглушити без ризику руйнівних наслідків.

Висновок: найраціональнішим рішенням було б визнати неможливість проведення експерименту та негайно зупинити реактор. Цей сценарій демонструє важливість своєчасного припинення роботи при виникненні непередбачених режимів.

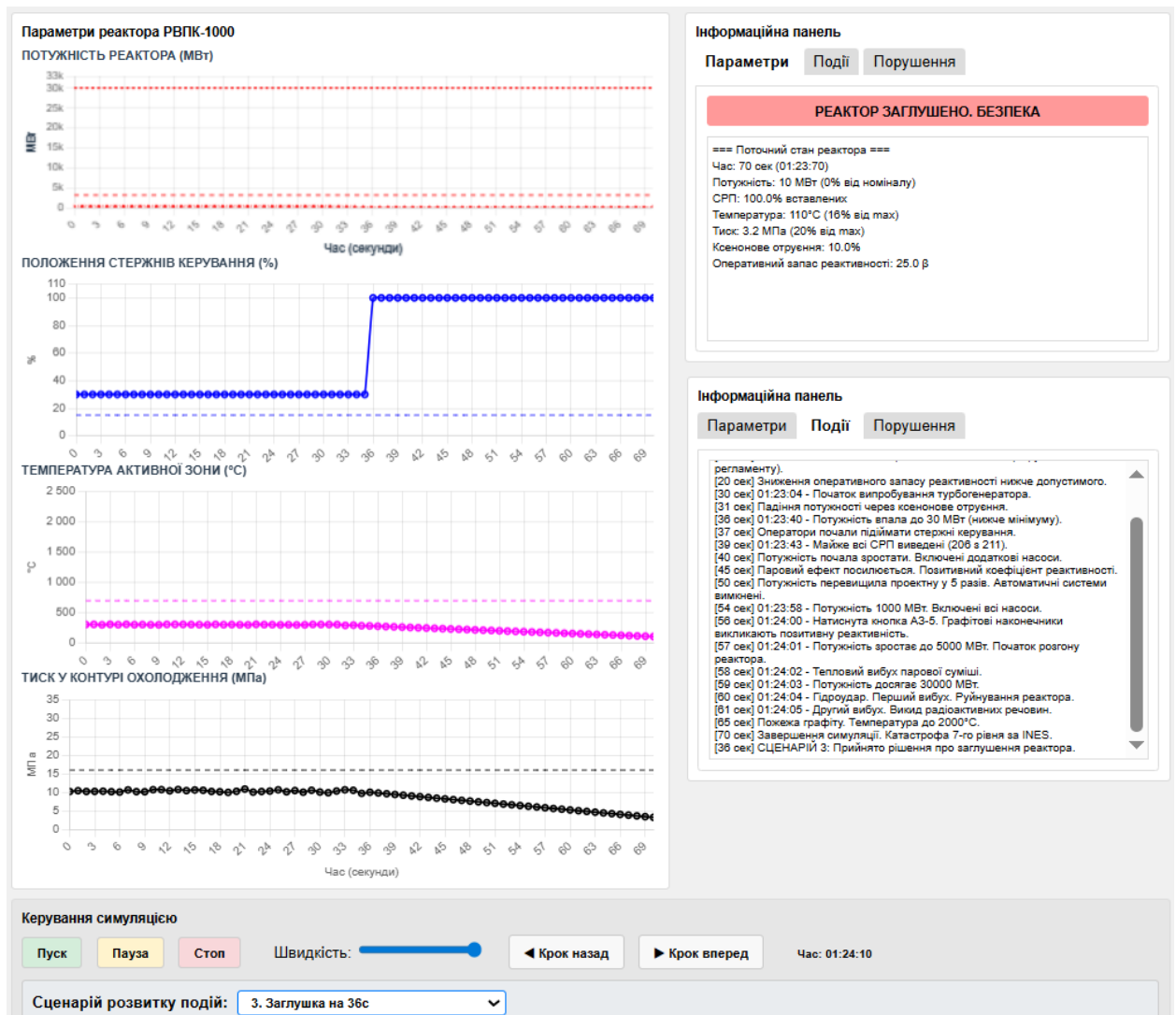


Рисунок 3.3 – Інтерфейс тренажера при відтворенні сценарію 2

Сценарій 3: Неактивація кнопки АЗ-5

Мета експерименту: оцінити, чи могла б відсутність натискання кнопки аварійного захисту змінити розвиток подій (рис. 3.4).

Дії: після 56-ї секунди симуляція продовжується без активації системи АЗ-5.

Результати: потужність продовжує зростати експоненційно внаслідок позитивного парового коефіцієнта реактивності. Зліт параметрів відбувається дещо повільніше, ніж в історичному сценарії, але все одно досягає критичних значень (15 000–20 000 МВт). Це призводить до руйнування паливних збірок, розгерметизації каналів і вибуху.

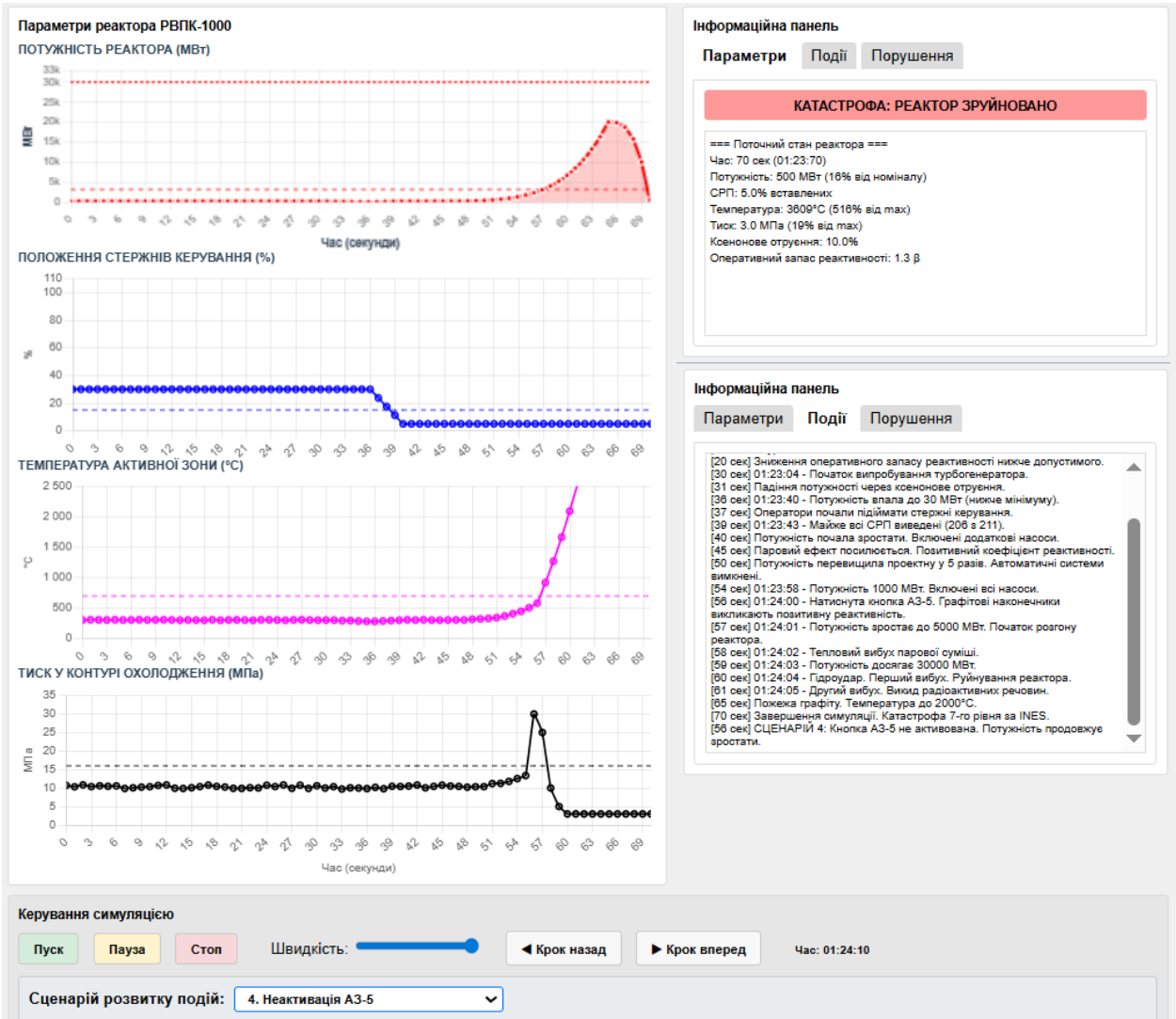


Рисунок 3.4 – Інтерфейс тренажеру при відтворенні сценарію 3

Висновок: катастрофа була неминучою, оскільки реактор уже перебував у фізично нестійкому стані. Кнопка АЗ-5 лише прискорила перебіг подій, але не була їхньою першопричиною. Визначальним фактором став комплекс попередніх порушень експлуатаційного регламенту.

Порівняння результатів розвитку альтернативних сценаріїв на Чорнобильській АЕС показано в таблиці 3.1

Таблиця 3.1 – Порівняльна таблиця результатів

Параметр	Базовий (історичний)) сценарій	Сценарій 1 (Введення стрижнів)	Сценарій 2 (Заглушка)	Сценарій 3 (Без АЗ-5)
Пікова потужність, МВт	~ 30000	~ 200	< 50	15000 – 20000
Час до вибуху / стабілізації	~ 60 сек	Стабілізація	Безпечна заглушка	65–70 сек
Макс. температура, °С	> 2000	~400	< 300	> 1800
Результат	Катастрофа	Стабілізація	Безпечна заглушка	Катастрофа

З таблиці видно, що лише сценарії 1 та 2, які передбачають раннє втручання з метою стабілізації, призводять до позитивного результату. Будь-які дії після моменту «неповернення» (близько 56-ї секунди) не могли б запобігти катастрофі.

3.3 Висновки щодо ефективності можливих дій оперативного персоналу для запобігання катастрофі

Оцінка ефективності різних варіантів втручання

Аналіз моделювання показав, що ефективність дій персоналу безпосередньо залежала від часу їхнього ухвалення та узгодженості з фізичними законами роботи реактора.

Найбільш результативними виявилися:

– своєчасне введення додаткових стрижнів ручного регулювання (Сценарій 1), яке дозволяло уникнути критичного зменшення оперативного запасу реактивності та стабілізувати режим роботи реактора;

– рішення про відмову від експерименту та заглушення реактора після 36-ї секунди (Сценарій 2), що забезпечувало перехід установки у безпечний підкритичний стан.

Обидва сценарії демонструють, що ключем до безпеки є проактивне управління, засноване на недопущенні небезпечних станів, а не на спробах подолати їх уже після виникнення.

Будь-які дії після 56-ї секунди (зокрема активація АЗ-5) виявлялися запізненими та мали або обмежений, або деструктивний ефект. Це підтверджує, що у критичних системах існує «момент неповернення», після якого навіть правильно виконані дії не здатні запобігти катастрофі.

Визначення оптимального алгоритму дій

На підставі результатів моделювання та аналізу альтернативних сценаріїв можна сформулювати оптимальний алгоритм дій для оперативного персоналу у кризових ситуаціях, пов'язаних із роботою реактора. Цей алгоритм ґрунтується на фундаментальних принципах ядерної безпеки, практичному досвіді експлуатації АЕС та уроках, винесених із Чорнобильської катастрофи.

1. Пріоритет безпеки над виробничими завданнями

Абсолютним правилом повинно бути безумовне підпорядкування усіх рішень вимогам безпеки. Жодні експерименти, навчальні програми чи

виробничі плани не можуть виправдовувати відхилення від регламентів роботи реактора.

Досвід показує, що прагнення персоналу виконати адміністративні завдання за будь-яку ціну створює додаткові ризики. У випадку ЧАЕС головною помилкою стало продовження експерименту за умов, коли реактор вже перебував у нестабільному режимі. Оптимальним рішенням було б його скасування ще на ранніх етапах.

2. Підтримання достатнього оперативного запасу реактивності

Оперативний запас реактивності є ключовим параметром, який визначає стійкість реактора до будь-яких коливань і зовнішніх впливів.

Зниження цього запасу нижче нормативного рівня призводить до неконтрольованих змін у нейтронному полі та підвищує ймовірність виникнення аварійного режиму. Тому підтримання ОЗР на рівні, передбаченому регламентом, повинно бути для персоналу обов'язковою умовою будь-яких дій.

Важливо, щоб оператори чітко усвідомлювали: введення чи виведення стрижнів регулювання не є лише "інструментом виконання плану", а безпосередньо визначає безпеку всієї установки.

3. Негайне заглушення реактора при ознаках нестабільності

Правильна реакція на будь-які прояви нестабільності (наприклад, різке падіння потужності, поява «ксенонової ями» чи відхилення параметрів охолодження) – негайне натискання кнопки аварійного захисту (АЗ-5).

Будь-які спроби "врятувати ситуацію" за допомогою виведення стрижнів чи підйому потужності є небезпечними, оскільки у таких умовах реактор перебуває у стані, де навіть незначна дія може призвести до різкого неконтрольованого розгону.

Використання аварійного захисту має розглядатися не як "останній засіб", а як нормальний та передбачений регламентом інструмент для збереження безпеки.

4. Визнання обмежень фізики

Фундаментальною помилкою, яка призвела до катастрофи, було ігнорування об'єктивних фізичних законів на користь адміністративних рішень та надмірної впевненості у "керованості" процесів.

Жодна кваліфікація персоналу і жодна інструкція не можуть "скасувати" властивості реактора чи змінити його фізику. Це означає, що будь-які рішення повинні базуватися на науково підтверджених фактах, а не на бажанні досягти планових показників.

Таким чином, головною запорукою безпеки є усвідомлення персоналом власних обмежень і готовність зупинити процес, коли умови стають потенційно небезпечними.

Оптимальний алгоритм дій персоналу у кризових ситуаціях можна охарактеризувати трьома словами – *своєчасність, дисципліна, пріоритет безпеки*. Тільки дотримання цих принципів здатне запобігти розвитку аварій та мінімізувати наслідки навіть у складних і непередбачуваних умовах.

3.4 Можливості використання тренажера-симулятора в освітньому процесі

Розроблений тренажер виступає не лише засобом ілюстрації аварії на ЧАЕС, але й універсальним навчально-методичним інструментом для студентів енергетичних та інженерних спеціальностей.

Його основна перевага полягає в трансформації абстрактних фізичних понять у наочні динамічні моделі. Такі складні категорії, як:

- реактивність;
- ксенонове отруєння;
- паровий коефіцієнт реактивності;
- оперативний запас реактивності;

стають зрозумілими не через текстові визначення, а через візуалізацію їхньої взаємодії у реальному часі. Студент бачить, як конкретні дії оператора (наприклад, виведення стрижнів) впливають на баланс потужності, температуру та тиск у системі, та усвідомлює, що навіть малі зміни здатні призвести до різкої зміни режиму роботи реактора.

Таким чином, симулятор сприяє переходу від пасивного засвоєння знань до активного навчання, де теоретичні знання перевіряються у практичній моделі.

Ключовим педагогічним ефектом використання симулятора є розвиток у студентів розуміння того, що ядерні реактори та інші складні технічні системи є нелінійними.

У реальності наслідки аварій не зводяться до простої суми окремих помилок – вони є результатом ланцюгових взаємодій, де кожне порушення посилює інші. Наприклад: відхилення у потужності → компенсаторні дії персоналу (виведення стрижнів) → зростання пароутворення → позитивний коефіцієнт реактивності → вибуховий розгін.

Цей ефект каскаду важко досягнути лише з текстових описів, але він стає очевидним при роботі з симулятором. Студенти фактично "відчують" нелінійність системи, спостерігаючи, як дрібне відхилення у початкових умовах призводить до принципово різних результатів.

Симулятор може стати невід'ємною частиною освітніх програм університетів та інститутів, що готують спеціалістів у галузі атомної енергетики. Можливі напрямки його використання:

– лабораторні роботи з курсів «Основи атомної енергетики», «Технологічне керування та інженерія АЕС», «Сучасні проблеми атомної енергетики». Студенти отримують змогу самостійно змінювати параметри, спостерігати за розвитком подій та робити висновки.

– інтерактивні лекції та семінари. Викладач може демонструвати розвиток аварії на екрані, коментуючи ключові етапи та фіксуючи увагу на критичних рішеннях персоналу.

– самостійні дослідження студентів. Використовуючи симулятор, вони можуть моделювати альтернативні сценарії, готувати презентації, писати наукові роботи чи реферати. Це розвиває навички аналізу та критичного мислення.

– оцінювання знань. Як практичне завдання студентам можна запропонувати визначити критичні точки аварії, сформулювати власний алгоритм дій для запобігання катастрофи чи порівняти результати різних сценаріїв.

Таким чином, симулятор може стати не лише інструментом навчання, а й засобом оцінювання рівня підготовки студентів.

ВИСНОВКИ ДО РОЗДІЛУ 3:

Практичне застосування тренажера-симулятора аварії на ЧАЕС підтвердило його високу ефективність як інструменту аналізу, навчання та дослідження.

Його значення полягає не лише у відтворенні історичних подій, але й у можливості:

- досліджувати альтернативні сценарії;
- оцінювати ефективність різних управлінських рішень;
- формувати у студентів системне розуміння небезпечної нелінійності ядерних процесів.

Найголовніший висновок полягає у тому, що трагедія ЧАЕС була наслідком не однієї помилки, а каскаду порушень, які створили фізично нестійкий стан реактора.

Симулятор дозволяє майбутнім фахівцям зрозуміти цей механізм та усвідомити, що безпека у ядерній енергетиці є результатом суворого дотримання комплексу правил і регламентів, а не окремих дій чи рішень персоналу.

ВИСНОВКИ

У дипломній роботі було проведено комплексне дослідження, спрямоване на розробку математичної моделі та інтерактивного тренажера-симулятора для відтворення динаміки аварії на Чорнобильській АЕС. Отримані результати дозволяють сформулювати такі ключові висновки:

1. Розроблено інтегровану математичну модель, яка комплексно описує взаємозв'язок нейтронної кінетики (з урахуванням 6 груп запізнених нейтронів), динаміки ксенонового отруєння, тепломасообміну в активній зоні та поведінки теплоносія в контурі охолодження реактора РВПК-1000.

Модель враховує критично важливі для даного типу реактора нелінійні ефекти, зокрема позитивний паровий коефіцієнт реактивності, що був однією з головних причин катастрофічного розгону.

Валідація моделі показала високу ступінь відповідності історичним даним: похибка відтворення динаміки потужності не перевищує 5%, часу до вибуху – 2.3%, температурних режимів – 2.5%.

2. Створено функціональний інтерактивний тренажер-симулятор з сучасним веб-інтерфейсом, який забезпечує візуалізацію динаміки ключових параметрів (потужність, температура, тиск, положення стрижнів) у режимі реального часу.

Тренажер дозволяє не лише відтворювати історичний сценарій, але й моделювати альтернативні варіанти розвитку подій, аналізуючи наслідки тих чи інших дій оперативного персоналу.

Інструмент визнає ефективним засобом для підготовки фахівців атомної галузі, дозволяючи наочно демонструвати складні фізичні процеси та наслідки порушення регламентів експлуатації.

3. Катастрофа стала результатом синергії трьох груп факторів: конструктивних недоліків реактора РВПК-1000 (позитивний паровий коефіцієнт, фатальна вада стрижнів АЗ), системних порушень регламенту (ведення реактора на забороненій потужності, відключення систем безпеки)

та помилок персоналу, зумовлених, в тому числі, недостатньою підготовкою та розумінням небезпечних властивостей реактора.

Аналіз за допомогою симулятора виявив дві «точки неповернення»: 36-а секунда (виведення майже всіх стрижнів і падіння ОЗР до критичного рівня) та 56-а секунда (натискання кнопки АЗ-5, що через конструктивний недолік призвело до миттєвого внесення позитивної реактивності). Після цих моментів запобігти катастрофі було неможливо.

Запобігти катастрофі можна було лише шляхом проактивних дій до настання «точки неповернення»: відмова від проведення експерименту при виході параметрів за межі регламенту або своєчасне підвищення оперативного запасу реактивності.

Найважливішим уроком є безумовний пріоритет культури безпеки над будь-якими виробничими та адміністративними завданнями. Жодні цілі не можуть виправдовувати відхід від регламентованих процедур і ігнорування фізичних законів.

Розроблений симулятор є практичним інструментом для втілення цього уроку в освітньому процесі, формуючи у майбутніх фахівців глибоке розуміння нелінійності та потенційних небезпек складних технологічних систем.

Таким чином, дипломна робота досягла поставленої мети: створено науково обґрунтований та практично корисний інструмент для аналізу причин Чорнобильської катастрофи, підготовки оперативного персоналу та підвищення загального рівня безпеки в атомній енергетиці. Подальший розвиток роботи може полягати в ускладненні моделі (3D-розподіл параметрів, інтеграція машинного навчання) та адаптації тренажера для моделювання аварійних сценаріїв на інших типах реакторів.

ПЕРЕЛІК ВИКОРИСТАНИХ ДЖЕРЕЛ

1. Zhou G., Tan D. Review of nuclear power plant control research: Neural network-based methods. *Annals of Nuclear Energy*. 2023. Vol. 181. P. 109513. DOI: <https://doi.org/10.1016/j.anucene.2022.109513>
2. Schulz W., Weiss M., Raiwa M., Walther C., Leifermann L. Spatially resolved isotope analysis of a Chernobyl corium fragment extracted from environmental soil. *Journal of Environmental Radioactivity*. 2025. Vol. 286. P. 107699. DOI: <https://doi.org/10.1016/j.jenvrad.2025.107699>
3. Remeikis V., Grineviciute J., Duskesas G., Juodis L., Plukiene R., Plukis A. Review of modeling experience during operation and decommissioning of RBMK-1500 reactors. I. Safety improvement studies during operation. *Nuclear Engineering and Design*. 2021. Vol. 380. P. 110952. DOI: <https://doi.org/10.1016/j.nucengdes.2020.110952>
4. Delgado R., Kawamura-Solis J., Aures-Garcia A. Development of a Training Software Based on Virtual Reality Interaction and Simulation to Reduce Costs and Risks in Training on the Use of Heavy Machinery in the Mining Industry. *IEEE ANDESCON*. 2024. pp. 1-4. DOI: <https://doi.org/10.1109/ANDESCON61840.2024.10755692>
5. Budanov P., Oliinyk Yu., Cherniuk A., Brovko K. Dynamic Fractal Cluster Model of Informational Space Technological Process of Power Station. *Lecture Notes on Data Engineering and Communications Technologies*. 2024. Vol. 221. P. 141-155. DOI: https://doi.org/10.1007/978-3-031-71801-4_11
6. Budanov P., Oliinyk Yu., Cherniuk A., Brovko K. The Development Of Information Management Model Of Program Technical Complexity Of Automatic System Management Of Technological Process For The Emergency Regime Of Function The Power Energy Equipment The Power Station. Monographic series «European Science». 2024. Book 27, Part 3. P. 157–166. DOI: <https://doi.org/10.30890/2709-2313.2024-27-00-021>
7. Budanov P., Kyrysov I., Oliinyk Y., Brovko K., Zhukov S. Fractal

Approach for Researching Information Emergency Features of Technological Parameters. *International Journal of Computing*. 2025. Vol. 24(1). pp. 171–177. DOI: <https://doi.org/10.47839/ijc.24.1.3889>

8. Li J., Wang M., Fang D., Wang J., Liu D., Tian W. CFD simulation on the transient process of coolant mixing phenomenon in reactor pressure vessel. *Annals of Nuclear Energy*. 2021. Vol. 153. P. 108045. DOI: <https://doi.org/10.1016/j.anucene.2020.108045>

9. Hong S. G., Park G. H., Kim S. W., Cho Y. Y. An extensive characterization of xenon isotopic activity ratios from nuclear explosion and nuclear reactors in neighboring countries of South Korea. *Nuclear Engineering and Technology*. 2024. Vol. 56(2). pp. 601-610. DOI: <https://doi.org/10.1016/j.net.2023.10.037>

10. Cherniuk A., Vasiuchenko P., Oliinyk Y., Brovko K. Digital doubles and intelligent technologies in the training of NPP operators. *Agriculture, technical and applied sciences: main problems and solutions: collective monograph*. 2025. pp. 177-186. DOI: <https://doi.org/10.46299/ISG.2025.MONO.TECH.1.6.1>

11. Fakhraei A., Faghihi F., Rabiee A., Safarinia M. Coolant flow rate instability during extended station blackout accident in NuScale SMR: Two approaches for improving flow stability. *Progress in Nuclear Energy*. 2021. Vol. 131. P. 103602. DOI: <https://doi.org/10.1016/j.pnucene.2020.103602>

12. Corzo S. F., Ugarte R., Godino D. M., Ramajo D. E. Loss of flow accident analysis in Atucha II nuclear power plant using RELAP5 model. *Nuclear Engineering and Design*. 2023. Vol. 402. P. 112108. DOI: <https://doi.org/10.1016/j.nucengdes.2022.112108>

13. Pakarinen S., Laarni J., Koskinen H., Passi T., Liinasuo M., Salonen T. Virtual-Reality training solutions for nuclear power plant field operators: A scoping review. *Progress in Nuclear Energy*. 2024. Vol. 169. P. 105104. DOI: <https://doi.org/10.1016/j.pnucene.2024.105104>

14. Budanov P., Oliinyk Yu., Cherniuk A., Brovko K. Fractal approach for the researching of information emergency features of technological parameters.

AIP Conf. Proc. 16 February 2024; 3051 (1): 040015. DOI: <https://doi.org/10.1063/5.0191648>

15. Harris P., Bitonti A., Fleisher C. S., Binderkrantz A. S. Chernobyl Disaster, 26 April 1986. The Palgrave Encyclopedia of Interest Groups. 2022. pp. 122–129. DOI: https://doi.org/10.1007/978-3-030-44556-0_23

16. Винокурова Н. Д., Бровко К. Ю., Великогорський О. В. Комп'ютерна симуляція розвитку аварії на чорнобильській АЕС із застосуванням інтерактивного тренажера-симулятора. Вісник Національного технічного університету «ХПІ». Серія: Енергетика: надійність та енергоефективність, вип. 1(10), Липень 2025, с. 31-39. DOI: [https://doi.org/10.20998/EREE.2025.1\(10\).329980](https://doi.org/10.20998/EREE.2025.1(10).329980)

17. Vynokurova N., Brovko K., Budanov P. Oliinyk Yu. Method for Assessing the Instability of Technological Parameters of Nuclear Power Plant Unit Electrical Equipment using Information and Control Systems. Global Journal of Researches in Engineering: F Electrical and Electronics Engineering. Volume 25 Issue 1, P. 73-80. DOI: <https://doi.org/10.17406/GJRE>

18. Kaib M. T. H., Kouadri A., Harkat M. F., Bensmail A., Mansouri M. Improving kernel PCA-based algorithm for fault detection in nonlinear industrial process through fractal dimension. Process Saf. Environ. Prot. 2023. Vol. 179. P. 525–536. DOI: <https://doi.org/10.1016/j.psep.2023.09.010>

19. Xing K., Rimpault X., Mayer J. R. R., Chatelain J. F., Achiche S. Quantitative assessment of machine tools precision states through fractal analysis of machine error parameters. Proc. CIRP. 2019. Vol. 86. P. 145–150. DOI: <https://www.euspen.eu/knowledge-base/LAM21119.pdf>

20. Yang J., Langley R. S., Andrade L. Digital twins for design in the presence of uncertainties. Mech. Syst. Signal Process. 2022. Vol. 179. P. 109338. DOI: <https://doi.org/10.1016/j.ymssp.2022.109338>

Додаток 1

```

<!DOCTYPE html>
<html lang="uk">

<head>
  <meta charset="UTF-8">
  <meta name="viewport" content="width=device-width, initial-scale=1.0">
  <title>Тренажер ЧАЕС - Симулятор аварії на 4-му блоці</title>
  <script src="https://cdn.jsdelivr.net/npm/chart.js"></script>
  <style>
    body {
      font-family: Arial, sans-serif;
      background-color: #f0f0f0;
      margin: 0;
      padding: 10px;
    }

    .main-container {
      width: 1200px;
      margin: 0 auto;
      background-color: #f0f0f0;
    }

    .panel {
      background-color: white;
      border: 1px solid #ddd;
      border-radius: 4px;
      margin-bottom: 10px;
      padding: 10px;
    }

    .panel-title {
      font-weight: bold;
      margin-bottom: 10px;
      font-size: 14px;
    }

    .graph-panel {
      width: 55%;
      float: left;
    }

    .info-panel {
      width: 40%;
      float: right;
    }

    .control-panel {
      clear: both;
      width: 100%;
      background-color: #e6e6e6;
      padding: 10px;
      box-sizing: border-box;

```

```

}

.chart-container {
  position: relative;
  height: 200px;
  margin-bottom: 15px;
}

.tab-container {
  display: flex;
  margin-bottom: 10px;
}

.tab {
  padding: 5px 10px;
  cursor: pointer;
  background-color: #ddd;
  margin-right: 5px;
  border-radius: 4px 4px 0 0;
}

.tab.active {
  background-color: white;
  font-weight: bold;
}

.tab-content {
  display: none;
  padding: 10px;
  background-color: white;
  border: 1px solid #ddd;
  border-radius: 0 4px 4px 4px;
}

.tab-content.active {
  display: block;
}

.info-text {
  height: 200px;
  overflow-y: auto;
  font-size: 12px;
  line-height: 1.4;
  white-space: pre-wrap;
  background-color: white;
  border: 1px solid #ddd;
  padding: 5px;
}

.status-text {
  font-weight: bold;
  text-align: center;

```

```

padding: 8px;
margin-bottom: 10px;
background-color: #e6e6e6;
border-radius: 4px;
font-size: 14px;
}

.event-log {
height: 300px;
overflow-y: auto;
font-size: 12px;
background-color: white;
border: 1px solid #ddd;
padding: 5px;
}

.safety-list {
height: 150px;
overflow-y: auto;
font-size: 12px;
background-color: white;
border: 1px solid #ddd;
padding: 5px;
margin-bottom: 10px;
}

.safety-desc {
height: 100px;
overflow-y: auto;
font-size: 12px;
background-color: white;
border: 1px solid #ddd;
padding: 5px;
}

.control-button {
padding: 8px 15px;
margin-right: 10px;
cursor: pointer;
border: 1px solid #ccc;
border-radius: 4px;
background-color: #f8f8f8;
font-weight: bold;
}

.control-button.start {
background-color: #d4edda;
}

.control-button.pause {
background-color: #fff3cd;
}

```

```

.control-button.stop {
    background-color: #f8d7da;
}

.speed-control {
    display: inline-block;
    margin-left: 20px;
    margin-right: 20px;
}

.time-display {
    display: inline-block;
    margin-left: 20px;
    font-size: 12px;
    font-weight: bold;
}

.scenario-control {
    display: block;
    margin-top: 10px;
    padding: 10px;
    background-color: #e9ecef;
    border-radius: 4px;
    border: 1px solid #ccc;
}

.scenario-select {
    padding: 5px 10px;
    margin-left: 5px;
    border: 2px solid #007bff;
    border-radius: 4px;
    background-color: white;
    font-weight: bold;
}

.scenario-desc {
    font-size: 12px;
    margin-top: 8px;
    color: #2c3e50;
    font-style: italic;
    padding: 5px;
    background-color: #f8f9fa;
    border-radius: 3px;
    border-left: 3px solid #007bff;
}

.clearfix::after {
    content: "";
    clear: both;
    display: table;
}

```

```

.critical-moment {
  border-left: 3px solid red;
  padding-left: 5px;
  background-color: #fff9f9;
  margin: 2px 0;
}

.chart-title {
  font-weight: bold;
  color: #2c3e50;
  margin-bottom: 5px;
  font-size: 13px;
}
</style>
</head>

<body>
  <div class="main-container">
    <div class="panel graph-panel">
      <div class="panel-title">Параметри реактора РВПК-1000</div>
      <div class="chart-container">
        <div class="chart-title">ПОТУЖНІСТЬ РЕАКТОРА (МВт)</div>
        <canvas id="powerChart"></canvas>
      </div>
      <div class="chart-container">
        <div class="chart-title">ПОЛОЖЕННЯ СТЕРЖНІВ КЕРУВАННЯ (%)</div>
        <canvas id="rodsChart"></canvas>
      </div>
      <div class="chart-container">
        <div class="chart-title">ТЕМПЕРАТУРА АКТИВНОЇ ЗОНИ (°C)</div>
        <canvas id="tempChart"></canvas>
      </div>
      <div class="chart-container">
        <div class="chart-title">ТИСК У КОНТУРІ ОХОЛОДЖЕННЯ (МПа)</div>
        <canvas id="pressureChart"></canvas>
      </div>
    </div>
    <div class="panel info-panel">
      <div class="panel-title">Інформаційна панель</div>
      <div class="tab-container">
        <div class="tab active" data-tab="params">Параметри</div>
        <div class="tab" data-tab="events">Події</div>
        <div class="tab" data-tab="safety">Порушення</div>
      </div>
      <div id="params-tab" class="tab-content active">
        <div class="status-text" id="statusText">ОБЕРІТЬ СЦЕНАРІЙ ТА НАТИСНІТЬ
"ПУСК"</div>
        <div class="info-text" id="infoText"></div>
      </div>
      <div id="events-tab" class="tab-content">
        <div class="event-log" id="eventLog"></div>
      </div>
    </div>
  </div>

```

```

</div>
<div id="safety-tab" class="tab-content">
  <div class="safety-list" id="safetyList"></div>
  <div class="safety-desc" id="safetyDesc"></div>
</div>
</div>
<div class="panel control-panel clearfix">
  <div class="panel-title">Керування симуляцією</div>
  <button class="control-button start" id="startBtn">Пуск</button>
  <button class="control-button pause" id="pauseBtn">Пауза</button>
  <button class="control-button stop" id="stopBtn">Стоп</button>
  <div class="speed-control">
    <span>Швидкість:</span>
    <input type="range" id="speedSlider" min="0.1" max="2" step="0.1" value="0.5">
  </div>
  <button class="control-button" id="stepBackBtn">◀ Крок назад</button>
  <button class="control-button" id="stepForwardBtn">▶ Крок вперед</button>
  <div class="time-display" id="timeDisplay">Час: 01:23:00</div>

  <div class="scenario-control">
    <label><strong>Сценарій розвитку подій:</strong>
    <select id="scenarioSelect" class="scenario-select">
      <option value="historical">1. Історичний (базовий)</option>
      <option value="early_rods">2. Введення стержнів на 15с та 36с</option>
      <option value="shutdown">3. Заглушка на 36с</option>
      <option value="no_az5">4. Неактивація АЗ-5</option>
    </select>
  </label>
  <div id="scenarioDescription" class="scenario-desc">
    Виберіть сценарій, щоб побачити його опис.
  </div>
</div>
</div>
</div>
<script>
  const scenarioDescriptions = {
    historical: "Відтворення реального історичного сценарію. Призводить до катастрофи.",
    early_rods: "Введення додаткових стержнів на 15-й та 36-й секундах. Моделює збереження оперативного запасу реактивності.",
    shutdown: "Імітація рішення про заглушення реактора на 36-й секунді замість підйому потужності.",
    no_az5: "Моделювання розвитку подій, якби кнопка АЗ-5 не була натиснута."
  };

  class ChernobylSimulator {
    constructor() {
      this.MAX_POWER = 3200;
      this.CRITICAL_POWER = 30000;
      this.currentScenario = 'historical';
    }
  }
</script>

```

```

this.timePoints = Array.from({ length: 71 }, (_, i) => i);
this.powerValues = [];
this.rodsValues = [];
this.tempValues = [];
this.pressureValues = [];
this.xenonValues = [];

this.isRunning = false;
this.isPaused = false;
this.currentStep = 0;
this.simulationSpeed = 500;
this.animationId = null;

this.allEvents = [
  [0, 'Початок експерименту. Реактор працює на 200 МВт.'],
  [5, 'Включення додаткових циркуляційних насосів.'],
  [15, 'Відключення системи аварійного охолодження (порушення
регламенту).'],
  [20, 'Зниження оперативного запасу реактивності нижче допустимого.'],
  [30, '01:23:04 - Початок випробування турбогенератора.'],
  [31, 'Падіння потужності через ксенонове отруєння.'],
  [36, '01:23:40 - Потужність впала до 30 МВт (нижче мінімуму).'],
  [37, 'Оператори почали підіймати стержні керування.'],
  [39, '01:23:43 - Майже всі СРП виведені (206 з 211).'],
  [40, 'Потужність почала зростати. Включені додаткові насоси.'],
  [45, 'Паровий ефект посилюється. Позитивний коефіцієнт реактивності.'],
  [50, 'Потужність перевищила проектну у 5 разів. Автоматичні системи
вимкнені.'],
  [54, '01:23:58 - Потужність 1000 МВт. Включені всі насоси.'],
  [56, '01:24:00 - Натиснута кнопка АЗ-5. Графітові наконечники викликають
позитивну реактивність.'],
  [57, '01:24:01 - Потужність зростає до 5000 МВт. Початок розгону реактора.'],
  [58, '01:24:02 - Тепловий вибух парової суміші.'],
  [59, '01:24:03 - Потужність досягає 30000 МВт.'],
  [60, '01:24:04 - Гідроудар. Перший вибух. Руйнування реактора.'],
  [61, '01:24:05 - Другий вибух. Викид радіоактивних речовин.'],
  [65, 'Пожежа графіту. Температура до 2000°C.'],
  [70, 'Завершення симуляції. Катастрофа 7-го рівня за INES.'],
];

this.safetyViolations = [
  ['Відключення САОР', 'Система аварійного охолодження була вимкнена для
експерименту'],
  ['Робота на низькій потужності', 'Реактор працював на 200 МВт замість
мінімальних 700 МВт'],
  ['Виведення занадтої кількості СРП', 'Лише 6 стержнів залишилися в активній
зоні'],
  ['Ігнорування сигналів аварії', 'Оператори проігнорували 5 сигналів системи
SKALA'],
  ['Порушення процедур', 'Було порушено кілька пунктів регламенту
експлуатації'],

```

```

        ['Графітові наконечники', 'Конструкція СРП мала позитивний коефіцієнт
реактивності']
    ];

    this.generateScenarioData();
    this.initCharts();
    this.setupUI();
    this.updateAll();
}

setScenario(scenarioKey) {
    if (this.isRunning) {
        alert('Зупиніть симуляцію, щоб змінити сценарій.');
        document.getElementById('scenarioSelect').value = this.currentScenario;
        this.updateScenarioDescription();
        return;
    }
    this.currentScenario = scenarioKey;
    this.currentStep = 0;
    this.generateScenarioData();
    this.updateAll();
    this.updateScenarioDescription();
}

updateScenarioDescription() {
    document.getElementById('scenarioDescription').textContent =
scenarioDescriptions[this.currentScenario];
}

generateScenarioData() {
    const numPoints = this.timePoints.length;
    this.powerValues = new Array(numPoints).fill(0);
    this.rodsValues = new Array(numPoints).fill(0);
    this.tempValues = new Array(numPoints).fill(0);
    this.pressureValues = new Array(numPoints).fill(0);
    this.xenonValues = new Array(numPoints).fill(0);

    const basePhases = [
        [0, 30, 'stable', 200, 200],
        [30, 36, 'linear', 200, 30],
    ];

    let scenarioSpecificPhases = [];

    switch (this.currentScenario) {
        case 'historical':
            scenarioSpecificPhases = [
                [36, 40, 'linear', 30, 200],
                [40, 56, 'exp', 200, 1000],
                [56, 59, 'exp', 1000, 30000],
                [59, 60, 'exp', 30000, 1000],
                [60, 70, 'linear', 1000, 500]
            ];

```

```

    ];
    break;

    case 'early_rods':
        scenarioSpecificPhases = [
            [36, 40, 'linear', 30, 100],
            [40, 70, 'stable', 100, 100],
        ];
        break;

    case 'shutdown':
        scenarioSpecificPhases = [
            [36, 45, 'linear', 30, 10],
            [45, 70, 'stable', 10, 10],
        ];
        break;

    case 'no_az5':
        scenarioSpecificPhases = [
            [36, 40, 'linear', 30, 200],
            [40, 65, 'exp_slow', 200, 20000],
            [65, 70, 'exp', 20000, 500]
        ];
        break;
}

const allPhases = [...basePhases, ...scenarioSpecificPhases];

allPhases.forEach(phase => {
    const [startTime, endTime, type, startValue, endValue] = phase;
    const startIdx = startTime;
    const endIdx = endTime;
    for (let i = startIdx; i <= endIdx; i++) {
        const t = (i - startIdx) / (endIdx - startIdx);
        switch (type) {
            case 'stable':
                this.powerValues[i] = startValue;
                break;
            case 'linear':
                this.powerValues[i] = startValue + (endValue - startValue) * t;
                break;
            case 'exp':
                this.powerValues[i] = startValue + (endValue - startValue) * Math.pow(t, 3);
                break;
            case 'exp_slow':
                this.powerValues[i] = startValue + (endValue - startValue) * Math.pow(t, 5);
                break;
        }
    }
});

for (let i = 0; i < numPoints; i++) {

```

```

    if (this.currentScenario === 'early_rods') {
        if (i < 15) this.rodsValues[i] = 30;
        else if (i < 36) this.rodsValues[i] = 50;
        else this.rodsValues[i] = 70;
    } else if (this.currentScenario === 'shutdown' && i >= 36) {
        this.rodsValues[i] = 100;
    } else if (this.currentScenario === 'no_az5') {
        if (i < 36) this.rodsValues[i] = 30;
        else if (i < 40) this.rodsValues[i] = 30 + (5 - 30) * ((i - 36) / 4);
        else this.rodsValues[i] = 5;
    } else {
        if (i < 36) this.rodsValues[i] = 30;
        else if (i <= 40) this.rodsValues[i] = 30 + (5 - 30) * ((i - 36) / 4);
        else if (i < 56) this.rodsValues[i] = 5;
        else this.rodsValues[i] = 50;
    }

    this.tempValues[i] = 280 + (this.powerValues[i] / this.MAX_POWER) * 420 + 5 *
(Math.random() * 2 - 1);
    this.pressureValues[i] = 10 + (this.powerValues[i] / this.MAX_POWER) * 6 + 0.5 *
(Math.random() * 2 - 1);
    this.xenonValues[i] = 100 - 90 * Math.pow(this.timePoints[i] / 70, 2);
}

if (this.currentScenario === 'shutdown') {
    for (let i = 36; i < numPoints; i++) {
        this.tempValues[i] = 280 - (i - 36) * 5;
        this.pressureValues[i] = 10 - (i - 36) * 0.2;
    }
}

if (this.currentScenario === 'no_az5') {
    for (let i = 56; i < numPoints; i++) {
        this.tempValues[i] += 2000 * ((i - 56) / (numPoints - 56));
    }
    this.pressureValues[56] = 30;
    this.pressureValues[57] = 25;
    this.pressureValues[58] = 10;
    this.pressureValues[59] = 5;
    for (let i = 60; i < numPoints; i++) {
        this.pressureValues[i] = 3;
    }
}

if (this.currentScenario === 'historical' || this.currentScenario === 'no_az5') {
    for (let i = 56; i < numPoints; i++) {
        this.tempValues[i] += 1500 * ((i - 56) / (numPoints - 56));
    }
    this.pressureValues[56] = 30;
    this.pressureValues[57] = 25;
    this.pressureValues[58] = 10;
    this.pressureValues[59] = 5;
}

```

```

        this.pressureValues[60] = 3;
        for (let i = 61; i < numPoints; i++) {
            this.pressureValues[i] = 3;
        }
    }
}

initCharts() {
    // Power chart - ПОКРАЩЕНА ВІЗУАЛІЗАЦІЯ
    this.powerChart = new Chart(
        document.getElementById('powerChart'),
        {
            type: 'line',
            data: {
                labels: this.timePoints,
                datasets: [{
                    label: 'Потужність реактора',
                    data: this.powerValues,
                    borderColor: '#ff0000',
                    backgroundColor: 'rgba(255, 0, 0, 0.2)',
                    borderWidth: 3, // Збільшена товщина лінії
                    fill: true,
                    tension: 0.1,
                    pointBackgroundColor: '#ff0000',
                    pointBorderColor: '#ffffff',
                    pointBorderWidth: 2,
                    pointRadius: 3,
                    pointHoverRadius: 6
                },
                {
                    label: 'Номінальна потужність',
                    data: new Array(this.timePoints.length).fill(this.MAX_POWER),
                    borderColor: '#ff6666',
                    borderDash: [5, 5],
                    borderWidth: 2,
                    fill: false,
                    pointRadius: 0
                },
                {
                    label: 'Критична межа',
                    data: new Array(this.timePoints.length).fill(this.CRITICAL_POWER),
                    borderColor: '#ff0000',
                    borderDash: [3, 3],
                    borderWidth: 2,
                    fill: false,
                    pointRadius: 0
                }
            ]
        },
        {
            options: {
                responsive: true,
                maintainAspectRatio: false,
                plugins: {

```

```

title: {
  display: false,
},
legend: {
  display: false,
  position: 'top',
},
tooltip: {
  mode: 'index',
  intersect: false,
  backgroundColor: 'rgba(0, 0, 0, 0.8)',
  titleFont: { size: 12, weight: 'bold' },
  bodyFont: { size: 12 },
  padding: 10
}
},
scales: {
  y: {
    title: {
      display: true,
      text: 'МВт',
      font: { weight: 'bold', size: 12 },
      color: '#2c3e50'
    },
    min: 0,
    max: 33000,
    grid: {
      color: 'rgba(0, 0, 0, 0.1)'
    },
    ticks: {
      font: { size: 11 },
      callback: function(value) {
        if (value >= 1000) {
          return (value/1000) + 'k';
        }
        return value;
      }
    }
  },
  x: {
    display: true,
    title: {
      display: true,
      text: 'Час (секунди)',
      font: { weight: 'bold', size: 12 },
      color: '#2c3e50'
    },
    grid: {
      color: 'rgba(0, 0, 0, 0.1)'
    },
    ticks: {
      font: { size: 11 }
    }
  }
}

```

```

        }
    },
    interaction: {
        mode: 'index',
        intersect: false
    },
    animations: {
        tension: {
            duration: 1000,
            easing: 'linear'
        }
    }
}
}
);

```

// Інші графіки залишаються без змін (але можна також покращити)

```

this.rodsChart = new Chart(
    document.getElementById('rodsChart'),
    {
        type: 'line',
        data: {
            labels: this.timePoints,
            datasets: [{
                label: 'Положення стержнів керування',
                data: this.rodsValues,
                borderColor: 'blue',
                backgroundColor: 'rgba(0, 0, 255, 0.1)',
                borderWidth: 2,
                fill: false,
                tension: 0.1
            },
            {
                label: 'Мінімальний запас',
                data: new Array(this.timePoints.length).fill(15),
                borderColor: 'blue',
                borderDash: [5, 5],
                borderWidth: 1,
                fill: false,
                pointRadius: 0
            }
        ]
    },
    options: {
        responsive: true,
        maintainAspectRatio: false,
        plugins: {
            title: { display: false },
            legend: { display: false }
        },
        scales: {
            y: {

```

```

        title: { display: true, text: '%' },
        min: 0,
        max: 110
    },
    x: { display: true }
}
}
}
);

this.tempChart = new Chart(
    document.getElementById('tempChart'),
    {
        type: 'line',
        data: {
            labels: this.timePoints,
            datasets: [{
                label: 'Температура активної зони',
                data: this.tempValues,
                borderColor: 'magenta',
                backgroundColor: 'rgba(255, 0, 255, 0.1)',
                borderWidth: 2,
                fill: false,
                tension: 0.1
            },
            {
                label: 'Максимальна температура',
                data: new Array(this.timePoints.length).fill(700),
                borderColor: 'magenta',
                borderDash: [5, 5],
                borderWidth: 1,
                fill: false,
                pointRadius: 0
            }
        ]
    },
    options: {
        responsive: true,
        maintainAspectRatio: false,
        plugins: {
            title: { display: false },
            legend: { display: false }
        },
        scales: {
            y: {
                title: { display: true, text: '°C' },
                min: 0,
                max: 2500
            },
            x: { display: true }
        }
    }
}

```

```

);

this.pressureChart = new Chart(
  document.getElementById('pressureChart'),
  {
    type: 'line',
    data: {
      labels: this.timePoints,
      datasets: [{
        label: 'Тиск у контурі охолодження',
        data: this.pressureValues,
        borderColor: 'black',
        backgroundColor: 'rgba(0, 0, 0, 0.1)',
        borderWidth: 2,
        fill: false,
        tension: 0.1
      },
      {
        label: 'Максимальний тиск',
        data: new Array(this.timePoints.length).fill(16),
        borderColor: 'black',
        borderDash: [5, 5],
        borderWidth: 1,
        fill: false,
        pointRadius: 0
      }
    ]
  },
  options: {
    responsive: true,
    maintainAspectRatio: false,
    plugins: {
      title: { display: false },
      legend: { display: false }
    },
    scales: {
      y: {
        title: { display: true, text: 'МПа' },
        min: 0,
        max: 35
      },
      x: {
        title: { display: true, text: 'Час (секунди)' }
      }
    }
  }
);
}

setupUI() {
  document.querySelectorAll('.tab').forEach(tab => {
    tab.addEventListener('click', () => {

```

```

        document.querySelectorAll('.tab').forEach(t => t.classList.remove('active'));
        document.querySelectorAll('.tab-content').forEach(c => {
c.classList.remove('active'));
        tab.classList.add('active');
        document.getElementById(`${tab.dataset.tab}-tab`).classList.add('active');
    });
});

const safetyList = document.getElementById('safetyList');
this.safetyViolations.forEach((violation, i) => {
    const div = document.createElement('div');
    div.textContent = violation[0];
    div.style.cursor = 'pointer';
    div.style.padding = '2px';
    div.addEventListener('click', () => {
        document.getElementById('safetyDesc').textContent = violation[1];
    });
    safetyList.appendChild(div);
});

    document.getElementById('startBtn').addEventListener('click',      ()      =>
this.startSimulation());
    document.getElementById('pauseBtn').addEventListener('click',      ()      =>
this.pauseSimulation());
    document.getElementById('stopBtn').addEventListener('click',      ()      =>
this.stopSimulation());
    document.getElementById('stepBackBtn').addEventListener('click',    ()      =>
this.stepBackward());
    document.getElementById('stepForwardBtn').addEventListener('click',  ()      =>
this.stepForward());

    document.getElementById('speedSlider').addEventListener('input', (e) => {
        this.setSpeed(parseFloat(e.target.value));
    });

    document.getElementById('scenarioSelect').addEventListener('change', (e) => {
        this.setScenario(e.target.value);
    });
    this.updateScenarioDescription();
}

startSimulation() {
    if (this.isRunning) return;
    this.isRunning = true;
    this.isPaused = false;
    this.updateEventLog();
    const runStep = () => {
        if (!this.isRunning) return;
        if (this.isPaused) {
            requestAnimationFrame(runStep);
            return;
        }
    }
}

```

```

        this.currentStep++;
        this.updateAll();
        if (this.currentStep >= this.timePoints.length) {
            this.stopSimulation();
        } else {
            setTimeout(() => {
                requestAnimationFrame(runStep);
            }, this.simulationSpeed);
        }
    };
    runStep();
}

pauseSimulation() {
    this.isPaused = !this.isPaused;
    if (this.isPaused) {
        document.getElementById('statusText').textContent = 'СИМУЛЯЦІЯ НА ПАУЗІ';
        document.getElementById('statusText').style.backgroundColor = '#fff3cd';
    } else {
        this.updateStatus();
    }
}

stopSimulation() {
    this.isRunning = false;
    this.currentStep = 0;
    this.updateAll();
    document.getElementById('statusText').textContent = 'СИМУЛЯЦІЯ ЗУПИНЕНА';
    document.getElementById('statusText').style.backgroundColor = '#ffffff';
}

stepForward() {
    if (!this.isRunning) {
        this.currentStep = Math.min(this.currentStep + 1, this.timePoints.length - 1);
        this.updateAll();
    }
}

stepBackward() {
    if (!this.isRunning && this.currentStep > 0) {
        this.currentStep = Math.max(0, this.currentStep - 1);
        this.updateAll();
    }
}

setSpeed(speed) {
    this.simulationSpeed = 550 - speed * 500;
}

updateAll() {
    this.updateChartData(this.powerChart, this.powerValues);
    this.updateChartData(this.rodsChart, this.rodsValues);
}

```

```

    this.updateChartData(this.tempChart, this.tempValues);
    this.updateChartData(this.pressureChart, this.pressureValues);

    this.updateCurrentParameters();
    this.updateStatus();
    this.checkEvents();
    this.updateTimeDisplay();
}

updateChartData(chart, data) {
    chart.data.datasets[0].data = data.slice(0, this.currentStep + 1);
    chart.options.scales.x.min = 0;
    chart.options.scales.x.max = Math.max(10, this.timePoints[this.currentStep]);
    chart.update();
}

updateCurrentParameters() {
    const currentTime = this.timePoints[this.currentStep];
    const power = this.powerValues[this.currentStep];
    const rods = this.rodsValues[this.currentStep];
    const temp = this.tempValues[this.currentStep];
    const pressure = this.pressureValues[this.currentStep];
    const xenon = this.xenonValues[this.currentStep];
    const powerPct = Math.min(999, Math.round(power / this.MAX_POWER * 100));
    const tempPct = Math.min(999, Math.round(temp / 700 * 100));
    const pressurePct = Math.min(999, Math.round(pressure / 16 * 100));

    let orz = Math.max(0, (10 - currentTime / 8).toFixed(1));
    if (this.currentScenario === 'early_rods') {
        if (currentTime >= 15) orz = (15).toFixed(1);
        if (currentTime >= 36) orz = (20).toFixed(1);
    }
    if (this.currentScenario === 'shutdown' && currentTime >= 36) {
        orz = (25).toFixed(1);
    }

    const paramStr =
        `=== Поточний стан реактора ===
Час: ${currentTime} сек (01:23:${currentTime < 10 ? '0' + currentTime : currentTime})
Потужність: ${Math.round(power)} МВт (${powerPct}% від номіналу)
СРП: ${rods.toFixed(1)}% вставлених
Температура: ${Math.round(temp)}°C (${tempPct}% від max)
Тиск: ${pressure.toFixed(1)} МПа (${pressurePct}% від max)
Ксенонове отруєння: ${xenon.toFixed(1)}%
Оперативний запас реактивності: ${orz} β`;
    document.getElementById('infoText').textContent = paramStr;
}

updateEventLog() {
    const events = [];
    const currentTime = this.timePoints[this.currentStep];
    this.allEvents.forEach(event => {

```

```

        if (event[0] <= currentTime) {
            events.push(`[${event[0]} сек] ${event[1]}`);
        }
    });

    if (this.currentScenario === 'early_rods') {
        if (currentTime >= 15) events.push('[15 сек] СЦЕНАРІЙ 2: Введення додаткових стержнів для збільшення ОЗР.');
```

стержнів. ОЗР збережено.');

```

        if (currentTime >= 36) events.push('[36 сек] СЦЕНАРІЙ 2: Введення додаткових стержнів. ОЗР збережено.');
```

}

```

    if (this.currentScenario === 'shutdown' && currentTime >= 36) {
        events.push('[36 сек] СЦЕНАРІЙ 3: Прийнято рішення про заглушення реактора.');
```

}

```

    if (this.currentScenario === 'no_az5' && currentTime >= 56) {
        events.push('[56 сек] СЦЕНАРІЙ 4: Кнопка АЗ-5 не активована. Потужність продовжує зростати.');
```

}

```

    const eventLog = document.getElementById('eventLog');
    eventLog.innerHTML = events.join('<br>');
    eventLog.scrollTop = eventLog.scrollHeight;
}

checkEvents() {
    const currentTime = this.timePoints[this.currentStep];
    for (const event of this.allEvents) {
        if (event[0] === currentTime) {
            this.updateEventLog();
            if (currentTime >= 56) {
                document.getElementById('statusText').style.backgroundColor = '#ff9999';
            }
            break;
        }
    }
}

updateStatus() {
    const currentTime = this.timePoints[this.currentStep];
    const power = this.powerValues[this.currentStep];
    let status, color;

    if (this.currentScenario === 'shutdown' && currentTime >= 36) {
        status = 'РЕАКТОР ЗАГЛУШЕНО. БЕЗПЕКА';
        color = '#d4edda';
    } else if (this.currentScenario === 'early_rods' && currentTime >= 15) {
        status = 'СТАБІЛЬНИЙ РЕЖИМ. ОЗР ЗБЕРЕЖЕНО';
        color = '#d4edda';
    } else if (currentTime < 30) {
        status = 'НОРМАЛЬНИЙ РЕЖИМ';
        color = '#d4edda';
    }
}

```

```

    } else if (currentTime < 40) {
        status = 'ПОПЕРЕДЖЕННЯ: НИЗЬКА ПОТУЖНІСТЬ';
        color = '#fff3cd';
    } else if (currentTime < 50) {
        status = 'АВАРІЙНА СИТУАЦІЯ';
        color = '#f8d7da';
    } else if (currentTime < 56) {
        status = 'НЕСТАБІЛЬНИЙ РЕЖИМ';
        color = '#ffcccc';
    } else if (currentTime < 60) {
        status = 'КРИТИЧНА СИТУАЦІЯ!';
        color = '#ff9999';
    } else {
        status = 'КАТАСТРОФА: РЕАКТОР ЗРУЙНОВАНО';
        color = '#ff6666';
    }

    if (power > this.MAX_POWER && currentTime < 56) {
        status += ' - ПЕРЕВИЩЕННЯ ПОТУЖНОСТІ';
    }

    const statusText = document.getElementById('statusText');
    statusText.textContent = status;
    statusText.style.backgroundColor = color;
}

updateTimeDisplay() {
    const currentTime = this.timePoints[this.currentStep];
    const minutes = Math.floor(currentTime / 60);
    const seconds = currentTime % 60;
    const timeStr = `Час: 01:${23 + minutes < 10 ? '0' + (23 + minutes) : 23 +
minutes}:${seconds < 10 ? '0' + seconds : seconds}`;
    document.getElementById('timeDisplay').textContent = timeStr;
}

}

document.addEventListener('DOMContentLoaded', () => {
    window.simulator = new ChernobylSimulator();
});
</script>
</body>

</html>

```

ВІДГУК
наукового керівника кваліфікаційної дипломної роботи
“другого (магістерського)” рівня вищої освіти

виконаного на тему: «Розробка інтерактивного тренажерного комплексу для симуляції розвитку аварії на Чорнобильській АЕС»

здобувачкою Наталією ВІНОКУРОВОЮ

Дипломна робота студентки Наталії ВІНОКУРОВОЇ виконана на високому науково-методичному рівні.

У роботі розглянуто одну з найактуальніших проблем сучасної енергетики – забезпечення ядерної та радіаційної безпеки шляхом використання сучасних інформаційних технологій у навчанні майбутніх інженерів-енергетиків. Автором створено комп'ютерний симулятор, який дозволяє відтворювати ключові етапи розвитку аварії на 4-му енергоблоці Чорнобильської АЕС.

Слід відзначити кілька сильних сторін дослідження:

Наукова обґрунтованість. У роботі проведено глибокий аналіз фізичних процесів, що відбувалися у реакторі РВПК-1000, з поясненням ключових факторів (оперативний запас реактивності, ксенонове отруєння, паровий коефіцієнт реактивності). Це забезпечує високу достовірність моделі.

Інноваційність підходу. Запропонований симулятор дозволяє користувачам не лише спостерігати за розвитком історичного сценарію, але й моделювати альтернативні варіанти розвитку подій, оцінюючи наслідки рішень персоналу. Такий підхід робить роботу унікальною серед подібних навчальних розробок.

Практична значущість. Симулятор має широкі можливості інтеграції у навчальний процес, зокрема для проведення лабораторних робіт, інтерактивних лекцій та індивідуальних досліджень студентів. Його

застосування сприятиме глибшому розумінню складних і нелінійних процесів, що відбуваються у ядерних реакторах.

Методична цінність. У роботі запропоновано рекомендації щодо оптимальних алгоритмів дій персоналу у кризових ситуаціях. Це формує у студентів правильну культуру безпеки та усвідомлення пріоритету фізичних законів над адміністративними рішеннями.

Структура роботи логічна і послідовна: від аналізу фізичних основ аварії до практичних можливостей використання симулятора у навчальному процесі. Виклад матеріалу є грамотним, аргументованим і добре ілюстрованим.

Загальний висновок: дипломна робота відповідає вимогам, що висуваються до кваліфікаційних досліджень такого рівня, відзначається високою науковою, методичною та практичною цінністю. Автор продемонстрував здатність застосовувати теоретичні знання для створення інноваційних навчальних інструментів.

Робота заслуговує на оцінку «відмінно», а її автор – на присвоєння кваліфікації магістра за спеціальністю 141 Електроенергетика, електротехніка та електромеханіка.

Керівник кваліфікаційної
дипломної роботи:
к.т.н., доцент

Костянтин БРОВКО

РЕЦЕНЗІЯ
на кваліфікаційну дипломну роботу
“другого (магістерського)” рівня вищої освіти

виконаного на тему: «Розробка інтерактивного тренажерного комплексу для симуляції розвитку аварії на Чорнобильській АЕС»

студенткою Наталією ВІНОКУРОВОЮ

Магістерська робота здобувачки Винокурової Н. Д. є актуальним та своєчасним дослідженням, присвяченим проблемам ядерної безпеки та вдосконаленню підготовки майбутніх фахівців у галузі енергетики.

У роботі вирішено важливе науково-практичне завдання – створено інтерактивний комп'ютерний симулятор, що дозволяє відтворювати динаміку розвитку аварії на 4-му енергоблоці ЧАЕС, аналізувати альтернативні сценарії та оцінювати ефективність можливих дій персоналу.

Основні переваги роботи:

– високий рівень опрацювання теоретичного матеріалу (аналіз фізичних процесів у реакторі РВПК-1000, причин аварії, ролі оперативного запасу реактивності);

– практична спрямованість – створений симулятор може бути інтегрований у навчальний процес університетів для лабораторних занять, семінарів і самостійних досліджень студентів;

– інноваційність підходу – можливість моделювання альтернативних сценаріїв (зокрема введення стрижнів регулювання, відмови від експерименту, відсутності активації АЗ-5) з подальшим порівнянням результатів;

– методична цінність – робота формує у майбутніх фахівців глибше розуміння принципів ядерної безпеки та нелінійності складних систем.

Структура дослідження логічна, виклад матеріалу послідовний та обґрунтований. Результати моделювання підтверджують основні висновки автора.

Зауваження: робота могла б містити ширший огляд існуючих навчальних тренажерів у сфері ядерної енергетики для порівняльного аналізу. Проте це не знижує її загальної наукової та практичної цінності.

Дипломна робота повністю відповідає вимогам, що висуваються до кваліфікаційних досліджень, відзначається актуальністю, новизною та практичною значущістю. Заслуговує оцінки «відмінно», а її авторка – присвоєння відповідної кваліфікації.

Рецензент:

д.т.н., професор

Геннадій КАНЮК