НАЦІОНАЛЬНА АКАДЕМІЯ НАУК УКРАЇНИ
ІНСТИТУТ ПРОБЛЕМ БЕЗПЕКИ АТОМНИХ ЕЛЕКТРОСТАНЦІЙ

Кваліфікаційна наукова праця
на правах рукопису

БОРИСЕНКО ВОЛОДИМИР ІВАНОВИЧ

УДК:621.039.58

ДИСЕРТАЦІЯ

ВДОСКОНАЛЕННЯ МЕТОДІВ І ЗАСОБІВ ОПЕРАТИВНОГО КОНТРОЛЮ ТА ДІАГНОСТИКИ НЕЙТРОННО-ФІЗИЧНИХ ПАРАМЕТРІВ ЯДЕРНИХ УСТАНОВОК

05.14.14. - теплові та ядерні енергоустановки

Подається на здобуття наукового ступеня доктора технічних наук

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

В.І. Борисенко

Науковий консультант Каденко Ігор Миколайович,
доктор фізико-математичних наук, професор

Київ – 2018

АНОТАЦІЯ

Борисенко В.І. Вдосконалення методів і засобів оперативного контролю та діагностики нейтронно-фізичних параметрів ядерних установок. –Кваліфікаційна праця на правах рукопису.

Дисертація на здобуття наукового ступеня доктора технічних наук за спеціальністю 05.14.14 «Теплові та ядерні енергоустановки» (143 - Атомна енергетика). Робота виконана в Інституті проблем безпеки (ІПБ) АЕС НАН України. Захист відбудеться у спеціалізованій вченій раді ІПБ АЕС НАН України, Київ, 2018.

Дисертаційна робота присвячена вирішенню актуальної науково-технічної проблеми достовірного визначення системами контролю АЕС величин параметрів безпеки, використовуючи сучасні підходи до моделювання процесів, що відбуваються в ядерних установках (ЯУ).

У **Вступі** обґрунтовано актуальність і важливість роботи, відображено її зв’язок з державними та галузевими програмами, а також з НДР, що виконувались в ІПБ АЕС НАН України за кошти державного бюджету, сформульовано мету, завдання дослідження, наукову новизну та практичне значення отриманих результатів, відмічено особистий внесок здобувача.

Проведено аналіз тенденцій розвитку ядерної енергетики у світі та в Україні, розглянуто загальну проблему убезпечення експлуатації АЕС, а також нові завдання, що постали перед ядерною галуззю України у зв’язку з необхідністю виконання робіт з продовження строків експлуатації АЕС та оцінки рівня безпеки нових ядерних установок, у тому числі, - сховищ відпрацьованого ядерного палива.

У **першому розділі** дисертації висвітлено стан проблеми на основі проведеного аналізу наукових праць інших авторів, а також враховуючи попередній досвід здобувача. Наведено основні проблематичні аспекти, що були виявленими під час виконання науково-дослідницьких робіт із визначення величин нейтронно-фізичних характеристик (НФХ) активних

зон ВВЕР, у яких автор дисертації брав безпосередню участь протягом тривалого часу. При проведенні досліджень шляхом порівняння результатів визначення величин НФХ в апаратурі контролю нейтронного потоку (АКНП) старого і нового поколінь було виявлено відмінності, а за деякими параметрами – суттєві, наприклад, щодо періоду реактора.

Проведено аналіз інших аспектів організації та проведення робіт з визначення величин НФХ, зокрема: корегування сигналів іонізаційних камер (ІК) АКНП; визначення параметрів детекторів прямого заряду (ДПЗ) для коректної оцінки величин енерговиділення в активній зоні реактора; вдосконалення та валідація моделі нейтронної динаміки; визначення параметрів безпеки в системі внутрішньо реакторної шумової діагностики (СВРШД) та вибір консервативної моделі для розрахунку рівня підкритичності ЯУ.

У **другому розділі** дисертації розглядаються питання організації контролю НФХ ВВЕР і проблеми їх визначення, що потребують проведення наукових досліджень для їх вирішення.

Проведено комплексний аналіз, систематизацію та виявлення недоліків визначення величин нейтронно-фізичних характеристик у відповідних системах контролю, що наразі експлуатуються на АЕС, розроблено вдосконалені алгоритми та програмні засоби для визначення величин реактивності та періоду реактора, які вже впроваджено в сучасних системах контролю, а саме в:

- апаратурі контролю нейтронного потоку – АКНП-І (ІФ) реакторів типу ВВЕР-1000 та ВВЕР-440;
- автоматичного регулювання, контролю, управління та захисту (АРКУЗ) реактору ВВР-М.

Запропоновано удосконалений метод моделювання нейтронного потоку при збуренні реактивності ядерного реактора. Цей метод використовується для підготовки даних, необхідних для задач тестування

алгоритмів і програмного забезпечення для розрахунку періоду реактора і реактивності, реалізованих в АКНП-І (ІФ).

Із застосуванням розрахункового коду «MCNP» розроблено моделі формування сигналів ІК АКНП та ДПЗ системи внутрішньо-реакторного контролю (СВРК), на основі яких проведено розрахунки та визначено:

- внесок твелів периферійних тепловидільних збірок (ТВЗ) у сигнал ІК з урахуванням впливу на сигнал ІК значень концентрації борної кислоти та температури теплоносія, що дозволяють проводити автоматичну корекцію визначення величин потужності реактору типу ВВЕР-1000;

- величини індивідуальних параметрів вигоряння ДПЗ, а також вплив на формування сигналу ДПЗ: вигоряння палива, значень концентрації борної кислоти та температури теплоносія

У **третьому розділі** дисертації розглянуто питання визначення консервативних параметрів моделі реактора для дослідження перехідних режимів роботи ВВЕР-1000.

Наведено вдосконалену розрахункову модель реактора ВВЕР-1000, побудовану на основі наближення точкової нейтронної кінетики з урахуванням зворотних зв'язків за ефектами реактивності, а також з урахуванням зміни значень основних параметрів моделі в залежності від зміни значень температури і тиску в першому контурі ЯУ, що досягаються в паливі та теплоносії протягом перехідного процесу. Інтерес до точкової моделі нейтронної кінетики реактора пояснюється тим, що результати моделювання з використанням тривимірних нейтронних кодів перехідного процесу для ВВЕР-1000, зумовленого спрацюванням прискореного попереджувального захисту (ППЗ) внаслідок відмови частини основного обладнання енергоблоку, істотно відрізняється від відповідних залежностей, зафіксованих штатними системами РУ за деякими важливими параметрами, наприклад, за швидкістю набору нейтронної потужності після падіння однієї групи ОР

СУЗ. Проведено аналіз результатів моделювання та їх порівняння з реальними даними, отриманими під час спрацювання ППЗ на енергоблоках з ВВЕР-1000 у різні часові моменти паливної кампанії. Визначено консервативні параметри моделі для проведення аналізу реактивністних аварій.

Проведено аналіз результатів розрахункових досліджень перехідного режиму для реактору типу ВВЕР-1000 при відключенні живильного турбонасоса (ЖТН) з рівнів потужності 25 % $N_{ном}$ та менших.

На основі розрахункової моделі ядерного реактора було проведено аналіз ядерної безпеки уран-графітових реакторів, у тому числі реакторів великої потужності канальні, представлено результати аналізу зміни НФХ графітових реакторів, що впливають на ядерну безпеку.

У **четвертому** розділі дисертації проведено аналіз результатів експериментального та розрахункового обґрунтування рівня ядерної безпеки об'єктів ядерної енергетики: енергетичних ядерних реакторів, дослідницького ядерного реактора, систем зберігання відпрацьованого ядерного палива (ВЯП).

Для проведення фізичних експериментів на реакторі ВВЕР застосовувалися аналоговий реактиметр АИМР-8-2М і цифровий реактиметр ЦВРМ-1, що були розробленими за безпосередньої участі здобувача. Реактиметр АИМР-8-2М використовувався разом з іншими приладами для проведення фізичних вимірювань під час фізичного пуску нових енергоблоків, а також під час фізичних вимірювань після перевантаження палива на енергоблоках Рівненської, Запорізької та Хмельницької АЕС.

Проведено аналіз зміни отриманих спектрів шумової складової сигналів нейтронних детекторів, розташованих як в активній зоні, так і поза корпусом реактора.

Основну увагу приділено можливості реалізації в комплексній системі діагностики таких задач, як визначення величин швидкості

теплоносія через активну зону, температурного коефіцієнта реактивності та вібростану обладнання.

Проведено аналіз консервативних припущень при обґрунтуванні ядерної безпеки систем зберігання ВЯП.

У **п’ятому** розділі дисертації обґрунтовується впровадження сучасних розрахункових кодів в експлуатаційну практику, а також для аналізу безпеки АЕС, в яких здобувач брав безпосередню участь.

Для обґрунтування рівня безпеки АЕС застосовуються програмні засоби, що дозволяють моделювати взаємопов'язані фізичні процеси, що відбуваються в ЯУ: нейтронну кінетику, теплогідравлічні процеси, теплообмін, механічну міцність, радіаційний вплив та ін. З огляду на складність як самих програмних засобів, так і об'єктів, що моделюються, важливим етапом на шляху впровадження програмного забезпечення у практику є їх валідація – всебічна апробація шляхом виконання тестових розрахунків і порівняння результатів, що отримуються, з відповідними експериментальними даними.

У рамках валідації розрахункового коду «RELAP5/Mod3.2» було досліджено стандартні проблеми:

- для енергоблоку РАЕС-1 – аварійний перехідний процес з течею з першого контуру в другий в результаті відриву кришок колекторів ПГ;

- для енергоблоку № 6 АЕС «Козлодуй», Болгарія - режим роботи енергоблоку на потужності 5 % $N_{ном}$ в режимі встановлення природної циркуляції теплоносія, при виконанні планових випробувань на етапі введення енергоблоку в експлуатацію.

У **шостому розділі** розглянуто загальні питання з визначення та представлення параметрів безпеки ЯУ.

Проведено аналіз обґрунтування переходу у стратегії управління аварією на АЕС від такої, що заснована на аналізі подій, до симптомно-орієнтовної стратегії, в основу якої було покладено контроль і управління критичними функціями безпеки (КФБ).

Застосування нового симптомно-орієнтовного підходу для убезпечення АЕС на основі контролю КФБ вимагало розробки і впровадження нових інформаційних систем – систем представлення параметрів безпеки (СППБ).

Впровадження СППБ на енергоблоках з реакторами типу ВВЕР-1000 АЕС України відбулося в рамках Міжнародної програми з ядерної безпеки, що була реалізованою на виконання «Угоди між Урядом України і Урядом Сполучених Штатів Америки з питань заходів, спрямованих на підвищення експлуатаційної безпеки, зниження ризику з регулювання ядерної безпеки для цивільних ядерних установок України», підписаної 25.10.1993 р.

Представлено аналіз результатів та вплив на них припущень, що застосовуються при проведенні імовірнісного аналізу безпеки (ІАБ) як невід'ємної складової Звіту з аналізу безпеки енергоблоку.

НТД містять однакові вимоги з дотримання експлуатаційної безпеки до реакторів різної потужності і навіть різних типів (наприклад, частота пошкодження активної зони). З точки зору фізики більш обґрунтованим і логічним є підхід, в якому критерії безпеки мають бути різними для різних типів РУ. Представлено обґрунтування залежності вимог з безпеки до ЯУ від накопиченої в ЯУ активності.

Ключові слова: апаратура контролю нейтронного потоку, реактивність і період реактора, детектор прямого заряду, система внутрішньореакторного контролю, система внутрішньореакторної шумової діагностики, нейтронно-фізичні характеристики, динаміка ядерного реактора, показники безпеки ядерних установок, система представлення параметрів безпеки, підкритичність.

Список публікацій здобувача.

Наукові праці, в яких опубліковані основні результати дисертації

1. Tsoglin Y. Early Emergency Prognosis and Response Centers / Tsoglin Y., Borissenko V., Klimenko I. // Atomwirtschaft - Atomtechnik. No 12. 1994. p. 842-844.

Здобувачу особисто належить розробка підходу до технічного та програмного забезпечення кризових центрів на АЕС.

2. Tsoglin Y.L. Ukraine early warning: on-line diagnostics and computer network for monitoring, accident prevention and response / Tsoglin Y.L., Klimenko I.A., Borissenko V.I. // Nuclear Engineering. Vol.40. No 490. May 1995. p. 31-33.

Здобувачу особисто належить розробка технічного та програмного забезпечення кризових центрів на АЕС.

3. Борисенко В.И. Численное моделирование газодинамических процессов в открываемой с торца трубе / Борисенко В.И., Кутищев М.А., Мукоид В.П. // Прикладная механика и техническая фізика. 1999. Т.40, №1, С. 74-79.

Здобувачу особисто належить постановка задачі, проведення розрахункових досліджень, аналіз отриманих результатів.

4. Борисенко В.И. Стандартная проблема валидации кода RELAP5 для энергоблока с реактором ВВЭР-440 / Борисенко В.И., Крушинский А.Г., Мукоид В.П. // Проблемы безопасности атомных электростанций и Чернобыля, вып. 6, научно-технический сборник, г.Чернобыль. 2006. С. 41-48.

Здобувачу особисто належить постановка задачі, аналіз отриманих результатів.

5. Борисенко В.И. Применение реактиметров для определения нейтронно-физических характеристик активной зоны / Борисенко В.И., Сидорук Н.М., Сиренко С.П. // Проблемы безопасности атомных

электростанций и Чернобыля, вып. 6, научно-технический сборник, г.Чернобыль. 2006. С. 49-53.

Здобувачу особисто належить проведення експериментальних досліджень, аналіз отриманих результатів.

6. Борисенко В.И. Анализ аварии с течью из первого контура во второй для реакторной установки с реактором ВВЭР-440 при валидации расчетного кода RELAP5 с участием специалистов Украины и Болгарии / Борисенко В.И., Крушинский А.Г., Мукоид В.П., P. Groudev, M. Pavlova // Проблемы безопасности атомных электростанций и Чернобыля, вып. 10, научно-технический сборник, г.Чернобыль. 2008. С. 2-19.

Здобувачу особисто належить постановка задачі, аналіз отриманих результатів з результатами спеціалістів з Болгарії.

7. Борисенко В.І. Особливості перехідного процесу в реакторній установці ВВЕР-1000 при спрацюванні прискореного попереджувального захисту / Борисенко В.І., Каденко І.М., Самойленко Д.В. // Ядерна фізика та енергетика. 2009. Т. 10, № 2. С. 157-164.

Здобувачу особисто належить постановка задачі, проведення розрахунків режимів з ППЗ, аналіз отриманих результатів.

8. Борисенко В.И. Что необходимо определять: период или реактивность реактора? / Борисенко В.И. //Проблемы безопасности атомных электростанций и Чернобыля, вып. 13, научно-технический сборник, г.Чернобыль. 2010 г. С. 8-18.

9. Пампуро В.И. Современная методология управления безопасностью АЭС / Пампуро В.И., Борисенко В.И. // Проблемы безопасности атомных электростанций и Чернобыля, вып. 13, научно-технический сборник, г.Чернобыль. 2010. С. 27-38.

Здобувачу особисто належить постановка задачі, аналіз вимог нормативних документів України щодо безпеки АЕС.

10. Борисенко В.И. Обоснование показателей безопасности АЭС / Борисенко В.И., Ключников А.А., Пампуро В.И. // Проблемы

безопасности атомных электростанций и Чернобыля, вып. 15, научно-технический сборник, г.Чернобыль. 2011. С. 6-12.

Здобувачу особисто належить постановка задачі, проведення розрахунків ізотопного складу та активності ізотопів йоду, аналіз отриманих результатів.

11. Борисенко В.И. Анализ режима работы энергоблока ВВЭР-1000 с естественной циркуляцией теплоносителя первого контура в рамках реализации стандартной проблемы для валидации кода RELAP5 / Борисенко В.И., Крушинский А.Г., Мукоид В.П., П.Грудев, М.Павлова. //Проблемы безопасности атомных электростанций и Чернобыля, вып. 15, научно-технический сборник, г.Чернобыль. 2011. С. 13-20.

Здобувачу особисто належить постановка задачі, проведення розрахунків з природної циркуляції теплоносія, аналіз та порівняння отриманих результатів.

12. Борисенко В.И. О некоторых закономерностях последствий аварий на АЭС / Борисенко В.И. //Проблемы безопасности атомных электростанций и Чернобыля, вып. 18, научно-технический сборник, г.Чернобыль. 2012. С. 6-15.

13. Борисенко В.И. Об особенностях формирования сигнала аварийной защиты при реактивностных авариях на ВВЭР-1000 / Борисенко В.И. // Проблемы безопасности атомных электростанций и Чернобыля, вып. 19, научно-технический сборник, г.Чернобыль. 2012. С. 20-28.

14. Борисенко В.И. Особенности протекания некоторых переходных режимов со сбросом нагрузки на ВВЭР-1000 / Борисенко В.И., Самойленко Д.В., Каденко И.Н. // Атомная энергия. Т.115. Вып. 3. 2013. С. 132-136.

Здобувачу особисто належить постановка задачі, проведення розрахунків режимів з ППЗ на ВВЕР-1000, аналіз отриманих результатів.

15. Борисенко В.И. Определение консервативных параметров модели реактора для исследования переходных режимов работы ВВЭР-1000 / Борисенко В.И., Горанчук В.В. // Проблемы безопасности атомных электростанций и Чернобыля, вып. 20, научно-технический сборник, г.Чернобыль. 2013. с. 28-36.

Здобувачу особисто належить постановка задачі, розробка аналітичної моделі нейтронної динаміки, проведення розрахунків, аналіз отриманих результатів.

16. Борисенко В.И. Исследование режима работы ВВЭР-1000 при отключении последнего питательного турбонасоса с уровня мощности менее 25 % номинальной / Борисенко В.И., Горанчук В.В., Крушинский А.Г. // Проблемы безопасности атомных электростанций и Чернобыля, вып. 20, научно-технический сборник, г.Чернобыль. 2013. С. 37-44.

Здобувачу особисто належить постановка задачі, аналіз технічної документації, проведення розрахунків, аналіз отриманих результатів.

17. Борисенко В.И. Экспериментальное определение подкритичности энергетического ядерного реактора / Борисенко В.И., Волох А.Ф., Горанчук В.В., Сидорук Н.М. // Ядерна фізика та енергетика. 2014. Т. 15. № 1. . 35-42.

Здобувачу особисто належить постановка задачі, аналіз технічної документації, проведення експериментів, аналіз отриманих результатів.

18. Борисенко В.И. Обоснование надежности систем отвода остаточного тепловыделения ядерного реактора с позиций безопасности АЭС / Борисенко В.И., Ключников А.А.,. Пампуро В.И. // Проблемы безопасности атомных электростанций и Чернобыля, вып. 22, научно-технический сборник, г.Чернобыль. 2014. С. 5-12.

Здобувачу особисто належить постановка задачі, аналіз технічної документації щодо САОЗ та РДЕС, проведення розрахунків, аналіз отриманих результатів.

19. Борисенко В.И. О ядерной безопасности уран-графитовых реакторов / Борисенко В.И. // Проблемы безопасности атомных электростанций и Чернобыля, вып. 26, научно-технический сборник, г.Чернобыль. 2016. С. 15-26.

20. Борисенко В.И. О некоторых закономерностях последствий аварий на АЭС / Борисенко В.И. // Атомная стратегия XXI. 2016. Вып.116. С. 19-21.

21. Борисенко В.И. Модель формирования сигнала внутризонного детектора нейтронов / Борисенко В.И., Пионтковский Ю.Ф., Горанчук В.В. // Ядерна фізика та енергетика. 2016. Т.17, №.4. С. 364-373.
Здобувачу особисто належить постановка задачі, розробка аналітичної моделі формування сигналу ДПЗ, аналіз отриманих результатів.

22. Борисенко В.И. О некоторых параметрах ядерной безопасности уран-графитовых реакторов / Борисенко В.И. // Атомная стратегия XXI. 2017. Вып.122. С. 18-21.

23. Борисенко В.И. Застосування методів аналізу шумів у системах діагностики реакторів типу ВВЕР / Борисенко В.И., Будик Д.В., Горанчук В.В. // Ядерна та радіаційна безпека. 2017. №1 (73). С. 48-53.
Здобувачу особисто належить постановка задачі, аналіз та вибір алгоритмів шумової діагностики, проведення розрахунків, аналіз отриманих результатів.

24. Борисенко В.И. Выбор консервативных допущений при обосновании ядерной безопасности систем хранения отработанного ядерного топлива / Борисенко В.И., Горанчук В.В., Пионтковский Ю.Ф., Сапон Н.Н. // Ядерна та радіаційна безпека. 2017. №2 (74). С. 48-53.
Здобувачу особисто належить постановка задачі, аналіз і вибір консервативних припущень і моделі, проведення розрахунків, аналіз отриманих результатів.

25. Борисенко В.И. Исследование моделей родиевого эмиттера детектора прямого заряда / Борисенко В.И., Пионтковский Ю.Ф.,

Горанчук В.В. // Проблемы безопасности атомных электростанций и Чернобыля, вып. 28, научно-технический сборник, г.Чернобыль. 2017. С. 15-26.

Здобувачу особисто належить постановка задачі, аналіз моделі вигорання емітера ДПЗ, проведення розрахунків, аналіз отриманих результатів.

26. Борисенко В.И. Обоснование нормативных показателей пределов повреждения твэлов / Борисенко В.И. // Атомная стратегия XXI. 2017. Вып.125. С. 12-13.

27. Борисенко В.И. Что определяем: Надежность или Безопасность? / Борисенко В.И. // Атомная стратегия XXI. 2017. Вып.127. С. 9-11.

28. Борисенко В.І. Визначення консервативних припущень при обґрунтуванні ядерної безпеки систем зберігання ВТВЗ ВВЕР-440 / Борисенко В.І., Горанчук В.В., Піонтковський Ю.Ф. // Науково-виробничий журнал «Ядерна енергетика та довкілля» № 1 (9), 2017. С. 13-17.

Здобувачу особисто належить постановка задачі, аналіз і вибір консервативних припущень і моделі, проведення розрахунків, аналіз отриманих результатів.

29. Борисенко В.И. О надежности систем отвода остаточных энерговыделений ядерной энергетической установки / Борисенко В.И. // Атомная стратегия XXI. 2017. Вып.129. С. 16-17.

Опубліковані праці апробаційного характеру

30. Borissenko V. New System for the Adequate Monitoring of WWER-1000 Reactors. Proceedings SMORN-VII. A Symposium on Nuclear Reactor Surveillance and Diagnostics / Borissenko V.; Tsoglin Yu.; Klimenko I.; Sidoruk N.; Panashchenko N. // Nuclear Energy Agency OECD, 1995, Vol.2, p. 383-388.

Здобувачу особисто належить проведення експериментальних досліджень термонейтронного ефекту, обробка результатів експериментів, аналіз отриманих результатів.

31. Borisenko V.I. On Utilization of the Self-powered Neutron Detectors for the Reactivity Control / Borisenko V.I. // Proceedings INCORE96. Specialists Meeting on In-core Instrumentation and Reactor Core Assessment. 14-17.10.1996, Mito, Japan.

Здобувачу особисто належить проведення експериментальних досліджень, обробка результатів експериментів, аналіз отриманих результатів.

32. Использование метода Монте-Карло для создания систем адекватного контроля нейтронной мощности реакторов ВВЭР-1000 / Шкарупа АМ., Борисенко В.И., Трофимова Н.А., Кротенко В.Т., Майстренко А.Н., Новикова Т.Н. / Материалы ежегодной научной конференции ИЯИ. 1995. С. 215-218.

Здобувачу особисто належить проведення експериментальних досліджень, обробка результатів експериментів, аналіз отриманих результатів.

33. Pampuro V.I. Management of Individual Ecological Safety of Potentially Hazardous Object / Pampuro V.I., Borisenko V.I. // The third American Nuclear International Topical Meeting on Nuclear Plant Instrumentation, Control and Human-Machine Interface Technologies (NPIC & HMIT 2000), November 13 - 17, 2000. Washington, D.C. p. 707-722.

Здобувачу особисто належить постановка задачі, аналіз та вибір моделі регулювання нейтронної потужності, проведення розрахунків, аналіз отриманих результатів.

34. Піонтковкський Ю.Ф. Вплив параметрів активної зони ВВЕР-1000 на формування сигналу ДПЗ / Піонтковкський Ю.Ф., Борисенко В.І. // Тези доповідей. XXIII щорічна наукова конференція Інституту ядерних досліджень НАН України. 1-5 лютого 2016 р. С. 104.

Здобувачу особисто належить постановка задачі, аналіз результатів.

35. Сапон М.М. Визначення коефіцієнтів реактивності ВВЕР-1000 в програмному коді MCNP / Сапон М.М., Борисенко В.І // Тези доповідей. XXIII щорічна наукова конференція Інституту ядерних досліджень НАН України. 1-5 лютого 2016 р. С. 107.

Здобувачу особисто належить постановка задачі, аналіз результатів.

36. Borysenko V.I. Analysis of accelerated unit uploading transient with point and 3D neutron kinetics models for VVER-1000 / Borysenko V.I., Kadenko I.M., Krushynsky A.G., Shkarupa O.M. // The 2rd International Conference “Current Problems in Nuclear Physics and Atomic Energy”. June 9–15. 2008. Kyiv. UKRAINE. p. 54.

Здобувачу особисто належить постановка задачі, проведення розрахунків режимів з ППЗ на ВВЕР-1000, аналіз отриманих результатів.

37. Borysenko V.I. The features to use the “period of reactor” as a parameter important for safety of NPPs with WWER-1000 / Borysenko V.I., Kadenko I.N., Samoilenko D.V. // The 3rd International Conference “Current Problems in Nuclear Physics and Atomic Energy”. June 7 – 11. 2010. Kyiv. UKRAINE. p. 128-129.

Здобувачу особисто належить постановка задачі, проведення розрахунків перехідних режимів, аналіз отриманих результатів

38. Borysenko V.I. Study of accelerated unit unloading mode initiated by turbine feed pump trip with TVSA fuel assemblies operation in WWER-1000 / Borysenko V.I., Kadenko I.M., Samoilenko D.V. // Collection of Reports 4th IC Current Problems in Nuclear Physics and Atomic Energy (NPAE-Kyiv2012) Sept. 3-7, 2012. p. 499-503.

Здобувачу особисто належить постановка задачі, проведення розрахунків відключення ЖТН на ВВЕР-1000, аналіз отриманих результатів.

ANNOTATION

Borysenko V.I. **Enhancement of methods and means for operational control and diagnostics of neutronic parameters of nuclear installations**. – Qualification work submitted as a manuscript.

The doctoral thesis to gaining the scientific degree of the doctor of technical sciences under the specialty 05.14.14 "Thermal and nuclear power installation" (143 - Atomic power). This work was accomplished in Institute for Safety Problems of Nuclear Power Plants of NAS of Ukraine. The defense of the thesis is expected to take place at the specialized scientific council of Institute for Safety Problems of Nuclear Power Plants of NAS of Ukraine, Kyiv, 2018.

This thesis is dedicated to solve the actual scientific and technical problem of credible determination of safety parameter values at NPPs with the control systems based on up-to-date approaches for a process modeling that may be in progress at nuclear installations.

In **Introduction** the topicality and importance of this work, it's connection with the state and sectoral programs as well as with research and technical projects implemented at Institute for Safety Problems of Nuclear Power Plants of NAS of Ukraine are justified. The purpose and tasks of this research are formulated, the scientific novelty and practical purport of the gained results are stressed and personal contribution of the author is designated.

The trends of nuclear power development in the world and in Ukraine, in particularly, are assayed. The general problem of NPPs safe operation is considered and new challenges in front of Ukraine nuclear power industry are discussed due to the necessity to timely implement the project for existing NPP units life-time extension and safety level assessment of new nuclear installations, including spent nuclear fuel storage facilities.

In **Chapter one** of the thesis the state of the problem is elucidated based on scientific papers of other authors and own experience of the author himself.

The major problematic aspects of subject of this thesis were revealed during accomplishment of research projects devoted to determination of neutronic parameters (NPs) of VVER reactor cores with the author's direct participation for a long time. While conducting a comparison of NP results determination in the Neutron Flux Monitoring Systems (NFMS) of new and old generations some differences were recognized, some of them were essential, in particular, for the reactor period.

Other aspects of organization and performance of studies for designation of NPs were analyzed, in particular, an adjustment of signals from ionization chambers (ICs) of NFMS; determination of parameters of self-powered neutron detectors (SPND) for a correct evaluation of reactor core power density; improvement and validation of the neutron dynamics model; determination of reactor safety parameters with in-core noise diagnostics system (ICNDS) and selection of the conservative model for calculation of nuclear installation subcriticality.

In **Chapter two** of the thesis the subject of NP control organization for VVERs and problematic issues in their determination based on research and development are considered.

Complex assay, systematization and recognition of drawbacks under determining NPs in corresponding control systems in operation at NPP units are conducted. New and improved algorithms as well as software tools were developed for determination of reactivity values and period of reactor. These algorithms and tools were implemented already in the following modern control systems:

- NMFS of АКНП-I (IF) modifications at VVER-1000 and VVER-440 reactors;

- automatic adjustment, control, operation and protection (AACOP) of VVR-M research reactor.

An advanced method for neutron flux modeling due to perturbation of nuclear reactor reactivity is suggested. This method is utilized for data

preparation which is necessary for testing of algorithms and software for calculation of reactivity and period of reactor implemented in NMFS of АКНП-I (IF) modifications.

With application of MCNP code the models of signal formation from ICs of NFMS and SPNDs of In-Core Monitoring System (ICMS) are developed according to which the calculations were made and the following was identified:

- the contribution of the peripheral fuel elements of the fuel assemblies (FA) into the signal of IC, taking into account the effect of the concentration of boric acid and coolant temperature on the IC signal, allowing for automatic correction of the power determination of VVER-1000;

- values of SPND individual burn-out and influence on SPND signal formation of fuel burn-out, boric acid concentration in and temperature of coolant.

In **Chapter three** of thesis a problem of determination of conservative model parameters to study the transients of VVER-1000 is discussed.

An improved calculational model of VVER-1000 developed on the base of the point reactor neutron kinetics approximation with reactivity feedbacks accounted for is described. This model allows to take into account any changes of reactor main parameters for fuel pins and coolant along the transient. Permanent interest to the neutron kinetics point reactor model can be explained due to the fact that results of modeling with application of three - dimensional neutronic codes for VVER-1000 transient owing to actuation of the unit fast load reduction mode (FLR) because of unit main equipment failure, are essentially different of corresponding dependencies recorded with conventional systems of reactor unit. This relates, first of all, to the neutron power rise rate after one group of control rod system drop down. The results of modeling were assayed and their comparison with plant data obtained after FLR mode actuation is accomplished for several VVER-1000 units and for different time frames of fuel campaigns. The conservative parameters of the

unit point model were defined for safety analysis of reactivity accidents. Also calculational results for VVER-1000 transient due to failure of turbine driven feedwater pump are analyzed for power levels at 25 % N_{nom} and lower.

With application of the same point reactor model, nuclear safety analysis was conducted for uranium-graphite reactors, including RBMK-s. Results of changes in NP for graphite reactors are presented and discussed including those relevant for nuclear safety.

In **Chapter four** of the thesis the results of experimental and calculational justification of nuclear safety level for nuclear power reactors, research nuclear reactor and spent fuel storage facilities (SFSF) are presented and assayed.

To carry on physical experiments at VVER plant an analogue reactivity meter АИМР-8-2М and digital reactivity meter ЦВРМ-1, designed and developed by the author's direct participation were utilized. Reactivity meter АИМР-8-2М was used with other instruments to conduct physical measurements while first criticality for new units took place. Also similar measurements were conducted after reactors refueling at Rivne, Zaporizhzhya and Khmelnitsky NPPs.

Another activity was devoted to analyze some changes in spectra of noise component for signals from neutron detector located in reactor core and outside of reactor pressure vessel.

Main attention was paid to study a possibility to implement in a complex diagnostics system of the following algorithms: determination of the coolant velocity values within a reactor core; temperature reactivity coefficient and the equipment vibrational states. Conservative assumptions were discussed for nuclear safety justification of SFSF.

In **Chapter five** of the thesis a justification is provided in support of execution of up-to-date calculational codes into operational practice as well as for safety analysis of NPP units, in which the author took direct participation.

For justification of NPP safety level the necessary tools are employed. These tools can be used for modeling the following coupled physical processes

at nuclear installations: neutron kinetics, thermo hydraulics, heat exchange, mechanical strength, radiation influence etc. Due to a complex character of physical events and software tools under consideration, a very important stage must be present before any computational code will be implemented into a practice. This process is called validation - a comprehensive approbation by means of testing calculations and subsequent comparison of the results obtained and corresponding experimental data.

Under "RELAP5/Mod3.2" computational code validation following standard problems have been studied:

- for Rivne NPP unit 1 – accident scenario for the primary to secondary circuit leakage due to steam generator collector head lift-off;

- for Kozloduy NPP unit 6, Bulgaria - the unit operational mode at 5 % N_{nom} power level for installed natural circulation of reactor coolant in primary circuit under the planned examinations while unit commissioning.

In **Chapter six** some general problems are considered for nuclear installation dealing with safety parameters determination and display.

Detailed analysis of justification for transition in the accident management strategy from events analysis to symptom-oriented strategy. This symptom-oriented strategy is based at control and management of the critical safety functions (CSF-s).

Application of a new symptom-oriented approach for NPP safety ensuring based on CSF-s required development and implementation of new informational systems - safety parameters display systems (SPDS).

Implementation of SPDS at VVER-1000 units in Ukraine was accomplished under International Nuclear Safety Program according to the "Agreement between the Government of Ukraine and the Government of the United States of America on means directed at enhancement of operational safety and lowering the risk on nuclear safety regulation for civil nuclear installations of Ukraine", signed 25.10.1993.

The analysis of results and their susceptibility to assumptions that are applicable in probabilistic safety analysis as inseparable part of Safety analysis report development is presented. Modern normative technical documents include the same requirements for operational safety of NPP units with different rated power and even of distinctive design (for instance, core damage frequency). From the point of view of physical basics much better justified and logical would be the approach, according to which the safety criteria must be different for different reactor installations. Justification of dependence of the safety requirements for reactor installations on in-core radioactivity content is given.

Keywords: neutron flux monitoring system, reactivity and reactor period, self-powered neutron detector, in-core monitoring system, in-core noise diagnostics system, neutronic parameters, nuclear reactor dynamics, safety parameters of nuclear installation, safety parameters display system, subcriticality.

АННОТАЦІЯ

Борисенко В.И. Совершенствование методов и средств оперативного контроля и диагностики нейтронно-физических параметров ядерных установок. – Квалификационная работа на правах рукописи.

Диссертация на соискание ученой степени доктора технических наук по специальности 05.14.14 «Тепловые и ядерные энергоустановки» (143 - Атомная энергетика). Работа выполнена в Институте проблем безопасности (ИПБ) АЭС НАН Украины. Защита состоится в специализированном ученом совете ИПБ АЭС НАН Украины, Киев, 2018.

Диссертация посвящена решению актуальной научно-технической проблемы достоверного определения в системах контроля АЭС величин параметров безопасности, используя современные подходы к моделированию процессов, происходящих в ядерных установках (ЯУ).

Во **Введении** обоснована актуальность и важность работы, отражена ее связь с государственными и отраслевыми программами, а также с НИР, которые выполнялись в ИПБ АЭС НАН Украины за средства государственного бюджета, сформулированы цель, задачи исследования, научная новизна и практическая значимость полученных результатов, отмечен личный вклад соискателя.

Проведен анализ тенденций развития ядерной энергетики в мире и в Украине, рассмотрена общая проблема обеспечения безопасности эксплуатации АЭС, а также новые задачи, стоящие перед ядерной отраслью Украины в связи с необходимостью выполнения работ по продлению сроков эксплуатации АЭС и оценки уровня безопасности новых ЯУ, в том числе хранилищ отработанного ядерного топлива.

В **Первой главе** диссертации отражено состояние проблемы на основе проведенного анализа научных работ других авторов, а также, учитывая предыдущий опыт соискателя. Приведены основные проблемные вопросы, которые были выявлены при выполнении НИР по

определению величин нейтронно-физических характеристик (НФХ) активных зон ВВЭР, в которых автор диссертации принимал непосредственное участие в течение длительного времени. При проведении исследований путем сравнения результатов определения величин НФХ в аппаратуре контроля нейтронного потока (АКНП) старого и нового поколений были выявлены различия, а по некоторым параметрам - существенные, например, по периоду реактора.

Проведен анализ других аспектов организации и проведения работ по определению величин НФХ, в частности: корректировки сигналов ионизационных камер (ИК) АКНП; определение параметров выгорания детекторов прямого заряда (ДПЗ) для корректной оценки величин энерговыделения в активной зоне реактора; совершенствование и валидация модели нейтронной динамики; определение параметров безопасности в системе внутриреакторной шумовой диагностики (СВРШД) и выбор консервативной модели для расчета уровня подкритичности ЯУ.

Во **Второй главе** диссертации рассматриваются вопросы организации контроля НФХ ВВЭР и проблемы контроля, требующих проведения научных исследований для их решения.

Проведен комплексный анализ, систематизация и выявления недостатков определения НФХ в соответствующих системах контроля ВВЭР, разработаны усовершенствованные алгоритмы и программные средства для определения реактивности и периода реактора, которые уже внедрены в современных системах контроля, а именно в:

- АКНП-И (ИФ) реакторов типа ВВЭР-1000 и ВВЭР 440;

- системе автоматического регулирования, контроля, управления и защиты (АРКУЗ) исследовательского реактора ВВР-М.

Предложен усовершенствованный метод моделирования нейтронной динамики при изменении реактивности ядерного реактора. Этот метод используется для подготовки данных, необходимых для задач

тестирования алгоритмов и программного обеспечения для расчета периода реактора и реактивности, реализованных в АКНП-И (ИФ).

С применением расчетного кода «MCNP» разработаны модели формирования сигналов ИК АКНП и ДПЗ системы внутриреакторного контроля (СВРК), на основе которых проведены расчеты и определены:

- вклад твэлов периферийных тепловыделяющих сборок (ТВС) в сигнал ИК с учетом влияния на сигнал ИК значений концентрации борной кислоты и температуры теплоносителя, позволяющие проводить автоматическую коррекцию определения величин мощности ВВЭР-1000;

- величины индивидуальных параметров выгорания ДПЗ, а также влияние на формирование сигнала ДПЗ: выгорания топлива, значений концентрации борной кислоты и температуры теплоносителя.

В **Третей главе** диссертации рассмотрены вопросы определения консервативных параметров модели реактора для исследования переходных режимов работы ВВЭР-1000.

Приведена усовершенствованная расчетная модель ВВЭР-1000, построенная на основе приближения точечной нейтронной кинетики с учетом обратных связей по эффектам реактивности, а также с учетом изменения значений основных параметров модели в зависимости от изменения значений температуры и давления в элементах ЯУ. Интерес к точечной модели нейтронной кинетики реактора объясняется тем, что результаты моделирования с использованием трехмерных нейтронных кодов переходного процесса на ВВЭР-1000, вызванного срабатыванием ускоренной предупредительной защиты (УПЗ), существенно отличается от соответствующих зависимостей, зафиксированных штатными системами ВВЭР по некоторым важным параметрам, например, по скорости набора нейтронной мощности после срабатывания УПЗ. Проведен анализ результатов моделирования и их сравнение с реальными данными, полученными при срабатывании УПЗ на ВВЭР-1000 в разные

временные моменты топливной кампании. Определены консервативные параметры модели для проведения анализа реактивностных аварий.

Проведен анализ результатов расчетных исследований переходного режима на ВВЭР-1000 при отключении турбопитательных насосов с уровней мощности 25 % $N_{ном}$ и меньших.

На основе расчетной модели ядерного реактора был проведен анализ ядерной безопасности уран-графитовых реакторов, в том числе реакторов типа РБМК, представлены результаты анализа изменения НФХ графитовых реакторов, влияющих на ядерную безопасность.

В **Четвертой главе** диссертации проведен анализ результатов экспериментального и расчетного обоснования уровня ядерной безопасности объектов ядерной энергетики: ВВЭР, ВВР-М, а также систем хранения отработанного ядерного топлива (ОЯТ).

Для проведения физических экспериментов на реакторе ВВЭР применялись аналоговый реактиметр АИМР-8-2М и цифровой реактиметр ЦВРМ-1, которые были разработанными при непосредственном участии соискателя. Реактиметр АИМР-8-2М использовался вместе с другими приборами для проведения физических экспериментов при физическом пуске новых энергоблоков, а также во время физических экспериментов после перегрузки топлива на энергоблоках Ривненской, Запорожской и Хмельницкой АЭС.

Проведен анализ изменения полученных спектров шумовой составляющей сигналов нейтронных детекторов, расположенных в активной зоне (ДПЗ СВРК), и вне корпуса реактора (ИК АКНП).

Основное внимание уделено возможности реализации в комплексной системе диагностики таких задач, как определение скорости теплоносителя через активную зону, температурного коэффициента реактивности и вибросостояния внутрикорпусного оборудования.

Проведен анализ консервативных предположений при обосновании ядерной безопасности систем хранения ОЯТ.

В **Пятой главе** диссертации обосновывается внедрение современных расчетных кодов в эксплуатационную практику, а также для анализа безопасности АЭС, в которых соискатель принимал непосредственное участие.

Для обоснования уровня безопасности АЭС применяются программные средства, позволяющие моделировать взаимосвязанные физические процессы, происходящие в ЯУ: нейтронную кинетику, теплогидравлические процессы, теплообмен, механическую прочность, радиационное воздействие и др. Учитывая сложность как самих программных средств, так и моделируемых объектов, важным этапом на пути внедрения программного обеспечения в практику является их валидация - всесторонняя апробация путем выполнения тестовых расчетов и сравнения получаемых результатов с соответствующими экспериментальными данными.

В рамках валидации расчетного кода «RELAP5/Mod3.2» были исследованы стандартные проблемы:

- для энергоблока РАЭС-1 - аварийный переходный процесс с течью из первого контура во второй в результате отрыва крышек коллекторов парогенераторов;

- для энергоблока № 6 АЭС «Козлодуй», Болгария - режим работы энергоблока на мощности 5 % $N_{ном}$ в режиме установления естественной циркуляции теплоносителя, при выполнении плановых испытаний на этапе ввода энергоблока в эксплуатацию.

В **Шестой главе** рассмотрены общие вопросы определения и представления параметров безопасности ЯУ.

Проведен анализ обоснования перехода в стратегии управления аварией на АЭС от событийно-ориентированного подхода, к симптомно-ориентированной стратегии, в основу которой положен контроль и управление критическими функциями безопасности (КФБ).

Применение нового симптомно-ориентированного подхода для обеспечения безопасности АЭС на основе контроля КФБ требовало разработки и внедрения новых информационных систем - систем представления параметров безопасности (СППБ)

Внедрение СППБ на энергоблоках с реакторами типа ВВЭР-1000 АЭС Украины состоялось в рамках Международной программы по ядерной безопасности, которая была реализована в рамках «Соглашения между Правительством Украины и Правительством Соединенных Штатов Америки по вопросам мероприятий, направленных на повышение эксплуатационной безопасности, снижение риска по регулированию ядерной безопасности для гражданских ядерных установок Украины », подписанного 25.10.1993 г.

Представлен анализ результатов и влияние на них предположений, применяемых при проведении вероятностного анализа безопасности (ВАБ) как неотъемлемой составляющей Отчета по анализу безопасности энергоблока.

НТД содержат одинаковые требования по соблюдению эксплуатационной безопасности к реакторам различной мощности и даже разных типов (например, частота повреждения активной зоны). С точки зрения физики более обоснованным и логичным является подход, в котором критерии безопасности должны быть разными для разных типов РУ. Представлены обоснования зависимости требований по безопасности к ЯУ от накопленной в ЯУ активности.

Ключевые слова: аппаратура контроля нейтронного потока, реактивность и период реактора, детектор прямого заряда, система внутриреакторного контроля, система внутриреакторного шумовой диагностики, нейтронно-физические характеристики, динамика ядерного реактора, показатели безопасности ядерных установок, система представления параметров безопасности, подкритичность.

ЗМІСТ

АНОТАЦІЯ 3

ANNOTATION 17

АННОТАЦІЯ 23

ЗМІСТ 29

ПЕРЕЛІК УМОВНИХ ПОЗНАЧЕНЬ 33

ВСТУП 37

РОЗДІЛ 1 СТАН ПРОБЛЕМИ РОЗРАХУНКОВО-ЕКСПЕРИМЕНТАЛЬНОГО ВИЗНАЧЕННЯ ПАРАМЕТРІВ ЯДЕРНОЇ БЕЗПЕКИ ЯДЕРНИХ УСТАНОВОК 53

1.1. Висновки та постановка задач дослідження 71

РОЗДІЛ 2 КОНТРОЛЬ НЕЙТРОННО-ФІЗИЧНИХ ПАРАМЕТРІВ ЯДЕРНИХ УСТАНОВОК 75

2.1. Апаратура контролю нейтронного потоку 75

2.1.1. Призначення АКНП 75

2.1.2. Детектори нейтронного потоку як основний елемент АКНП .. 78

2.1.3. Просторовий розподіл нейтронів у каналах іонізаційних камер реакторів типу ВВЕР 81

2.1.4. Розробка прикладного програмного забезпечення АКНП-І (ІФ) 85

2.2. Що необхідно визначати: період або реактивність реактора? 104

2.2.1. Швидкість зміни щільності потоку нейтронів 104

2.2.2. Висновки по п.2.2 121

2.3. Про особливості формування сигналу аварійного захисту при реактивністних аваріях на ВВЕР-1000 121

2.4. Задача оптимізації розміщення і коригування сигналів детекторів АКНП 136
2.4.1. Геометричні і матеріальні параметри моделі.....137
2.4.2. Зменшення похибки статистичної оцінки в MCNP.....139
2.4.3. Результати розрахунку. Загальна модель 142
2.4.4. Результати розрахунку. Прецизійна модель 145
2.4.5. Вибір оптимального розташування іонізаційної камери по висоті в вимірювальному каналі «сухого» захисту реактора 146
2.4.6. Результати розрахунку.....148
2.4.7. Висновки по п.2.4.....151
2.5. Індивідуальні параметри ДПЗ.....152
2.5.1. Лінійне енерговиділення твелів.....152
2.5.2. Висновки по п.2.5.....164
2.5.3. Результати моделювання.....167
2.5.4. Модель ДПЗ з трьома емітерами 171
2.6. Висновки по Розділу 2.....174

РОЗДІЛ 3 ДОСЛІДЖЕННЯ БЕЗПЕКИ ПЕРЕХІДНИХ РЕЖИМІВ РОБОТИ ЯДЕРНИХ УСТАНОВОК.....177

3.1 Визначення консервативних параметрів моделі реактора для дослідження перехідних режимів роботи ВВЕР-1000 177
3.2 Точкова модель кінетики нейтронів в реакторі.....179
3.3 Зворотній зв'язок по ефектах реактивності 181
3.4 Особливості перехідного процесу в РУ з ВВЕР-1000 в ході роботи прискореного попереджувального захисту 187
3.4.1. Результати розрахунків і їх аналіз.....189
3.5 Дослідження режиму роботи РУ з ВВЕР-1000 при відключенні останнього живильного турбонасоса з рівня потужності менше 25 % номінальної.....194
3.6 Про деякі параметри ядерної безпеки уран-графітових реакторів.....205

3.7 Висновки по Розділу 3. 226

РОЗДІЛ 4 РОЗРАХУНКОВО-ЕКСПЕРИМЕНТАЛЬНЕ ВИЗНАЧЕННЯ ПІДКРИТИЧНОСТІ ЯДЕРНИХ УСТАНОВОК 228

4.1. Застосування реактиметрів для визначення нейтронно-фізичних характеристик активної зони 228

4.1.1. Методика обробки даних 230

4.1.2. Вимірювальна апаратура і методика проведення експерименту 231

4.2. Експериментальне визначення підкритичності ядерного реактора 236

4.2.1. Статистичні методи визначення підкритичності 238

4.2.2. Методика визначення підкритичності статистичними методами 242

4.3. Застосування методів аналізу шумів в системах діагностики ВВЕР 245

4.3.1. Розвиток систем діагностики на АЕС в світі 247

4.3.2. Розвиток СВШД на ВВЕР 247

4.3.3. Розвиток СВШД на ВВЕР АЕС України 248

4.3.4. Задачі, що вирішуються в СВШД 249

4.4. Вибір консервативних припущень при обґрунтуванні ядерної безпеки систем зберігання ВЯП 255

4.4.1. Застосовувані програмні коди 258

4.4.2. Розрахункові схеми 259

4.4.3. Результати розрахункових досліджень 261

4.4.4. Аналіз ядерної безпеки при можливому пошкодженні палива 266

4.4.5. Висновки по п.4.4 267

4.5. Висновки по Розділу 4 267

РОЗДІЛ 5 ОБГРУНТУВАННЯ ЗАСТОСОВНОСТІ РОЗРАХУНКОВОГО КОДУ RELAP5 ДЛЯ ПРОВЕДЕННЯ АНАЛІЗУ БЕЗПЕКИ ВВЕР 269

5.1. Стандартна проблема валідації кода RELAP5 для РУ з ВВЕР-440 269

5.1.1. Опис аварії 272

5.1.2. Опис моделі 274

5.1.3. Опис результатів моделювання 275

5.2. Аналіз аварії з течією з першого контуру в другий для РУ з ВВЕР–440 при валідації розрахункового коду RELAP5 279

5.3. Аналіз режиму роботи енергоблоку ВВЕР-1000 с природною циркуляцією теплоносія першого контуру 291

5.4. Аналіз режиму роботи енергоблоку ВВЕР-1000 в рамках валідації коду RELAP5-3D 301

5.5. Висновки по Розділу 5 304

РОЗДІЛ 6 ПОКАЗНИКИ БЕЗПЕКИИ ЯДЕРНИХ УСТАНОВОК. 305

6.1 Система Представлення Параметрів Безпеки 305

6.1.1. Призначення і функції СППБ 308

6.1.2. Загальні вимоги до екранів СППБ 310

6.1.3. Структура і склад екранів СППБ 312

6.1.4. Засоби забезпечення надійності 314

6.1.5. Методи розрахунку критичних функцій безпеки 315

6.2 Сучасна методологія управління безпекою АЕС 316

6.3 Визначення ризику аварії ВВЕР-1000 за проектними показниками радіоактивності теплоносія 325

6.4 Висновки по Розділу 6 333

ВИСНОВКИ 335

СПИСОК ВИКОРИСТАНИХ ДЖЕРЕЛ 339

ДОДАТКИ 369

ПЕРЕЛІК УМОВНИХ ПОЗНАЧЕНЬ

АЕС – атомна електрична станція
АЗ – аварійний захист
АЗР – аварійний захист по потужності реактора
АЗТ – аварійний захист по періоду реактора
АІКР – аналоговий імітатор кінетики реактора
АКНП – апаратура контролю нейтронного потоку
АР – автоматичне регулювання
АРКУЗ – автоматичного регулювання, контролю, управління і захисту
БЗТ – блок захисних труб
БЦК – багатоцільовий контейнер
БЩУ – блоковий щит управління
ВВЕР – водо-водяний енергетичний реактор
ВВР-М – дослідницький реактор ВВР-М
ВКП – внутришньокорпусні пристрої
ВТВЗ – відпрацьована тепловидільна збірка
ВЯП – відпрацьоване ядерне паливо
ГЄ – гідроємність
ГПК – головний паровий колектор
ГЦК – головний циркуляційний контур
ГЦН – головний циркуляційний насос
ДЖЕН – допоміжний живильний електронасос
ДПЗ – детектор прямого заряду
ЖТН – живильний турбонасос
ЗАТ – Закрите акціонерне товариство
ЗАЕС – Запорізька АЕС
ЗК – запобіжний клапан

ЗН – запізнілі нейтрони

ЗРКР – зворотне рівняння кінетики реактора

ЗФН – запізнілі фотонейтрони

ІАБ – імовірнісний аналіз безпеки

ІК – іонізаційна камера

ІПБ АЕС – Інститут проблем безпеки АЕС

ІЯД – Інститут ядерних досліджень

КТ – компенсатор тиску

КНВ – канал нейтронних вимірювань

КФБ – критична функція безпеки

ЛЕВ – лінійне енерговиділення

МАГАТЕ – Міжнародне агентство з атомної енергії

МКР – мінімально контрольований рівень

НВО – науково-виробниче об’єднання

НДР – науково-дослідна робота

НТД – нормативно-технічна документація

НФХ – нейтронно-фізичні характеристики

ОР – орган регулювання

ПЕЛ – поглинаючий елемент

ПГ – парогенератор

ПЗ – програмне забезпечення

ПЗ-1 – попереджувальний захист 1-го роду

ПЗ-2 – попереджувальний захист 2-го роду

ППЗ – прискорений попереджувальний захист

ПТК – програмно-технічний комплекс

ПЦІКР – прототип цифрового імітатора кінетики реактора

ПУГР – промисловий уран-графітовий реактор

РАЕС – Рівненська АЕС

РАР – радіоактивні речовини

РБМК – реактор великої потужності канальний

РОП – розвантаження і обмеження потужності

РУ – реакторна установка

САОЗ – система аварійного охолодження активної зони

САОЗ ВТ – САОЗ з насосами високого тиску

САОЗ НТ – САОЗ з насосами низького тиску

СВРК – система внутришньореакторного контролю

СВРШД – система внутришньореакторної шумової діагностики

СВЯП – сховище відпрацьованого ядерного палива

СОАІ – симптомно-орієнтована аварійна інструкція

СППБ – система представлення параметрів безпеки

СУЗ – система управління і захисту

ТВЗ – тепловидільна збірка

твел – тепловидільний елемент

ТГ – турбогенератор

ТЕН – термічний електронагрівач

ТК – технологічний канал

ТКР – температурний коефіцієнт реактивності

ТР – технічне рішення

ТРБЕ – технологічний регламент безпечної експлуатації

ХАЕС – Хмельницька АЕС

ЦСВЯП – централізоване сховище відпрацьованого ядерного палива

ЧАЕС – Чорнобильська АЭС

ЧПАЗ – частота пошкодження активної зони

ЮУАЕС – Южно-Українська АЕС

ЩПН – щільність потоку нейтронів

ЩПТН – щільність потоку теплових нейтронів

ЩПШН – щільність потоку швидких нейтронів

ЯР – ядерний реактор

ЯУ – ядерна установка

DOE – Department of Energy

INRNE – Institute for Nuclear Research and Nuclear Energy

$N_{ном}$ – номінальна потужність

NRC – Nuclear Regulatory Commission (Комісія ядерного регулювання)

TMI – Three Mile Island

ВСТУП

Безпечна та ефективна експлуатація об'єктів ядерно-енергетичного комплексу України є однією з найважливіших проблем, що стоять перед сучасною прикладною наукою. До найбільш небезпечних об'єктів ядерно-енергетичного комплексу України відносяться атомні електростанції (АЕС) і сховища відпрацьованого ядерного палива (СВЯП). Особливу роль в обґрунтуванні безпечної експлуатації покладено на організацію нейтронно-фізичного контролю та аналіз безпеки зазначених об'єктів.

На даний час одним з пріоритетних напрямків модернізації діючих АЕС є продовження строку їх експлуатації. Для обґрунтування можливості продовження строку експлуатації енергоблоків АЕС необхідно виконати значний обсяг науково-технічних робіт з різних аспектів технології для убезпечення експлуатації енергоблоків. Зокрема, це розробка і застосування сучасних розрахункових програм для аналізу безпеки. Також у реалізації робіт з обґрунтування продовження строку експлуатації АЕС, істотну роль займають заходи з удосконалення або заміни проектних систем контролю АЕС на системи, побудовані з урахуванням сучасних досягнень в ядерному приладобудуванні, а також оснащення АЕС сучасними діагностичними системами.

У дисертаційній роботі викладено результати, що стосуються застосування та вдосконалення розрахункових програм для нейтронно-фізичного і теплогідравлічного аналізів безпеки АЕС, а також досягнення з удосконалення методів і засобів контролю нейтронно-фізичних параметрів, що застосовуються в системах контролю АЕС. В роботі представлено результати впроваджених удосконалень в таких системах контролю:

- система представлення параметрів безпеки (СППБ);
- апаратура контролю нейтронного потоку (АКНП);
- система внутрішньореакторного контролю (СВРК);

- система внутрішньореакторної шумової діагностики (СВРШД).

За підсумками 2016 р. АЕС України виробили понад 80 млрд. кВт·год електроенергії, що становить 56 % від усієї генерації електроенергії в країні. Це другий показник у світі – перше місце традиційно займає Франція, де частка ядерної електроенергії в енергетичному балансі країни становить не менше 72%.

Станом на 2017 р. в Україні на 4-х АЕС експлуатуються 15 енергоблоків: 13 – ВВЕР-1000, 2 – ВВЕР-440. Сумарна встановлена електрична потужність становить 13 835 ГВт.

У світі станом на початок 2017 р. статус діючих мали 450 енергоблоків зі встановленою потужністю 392 ГВт, статус таких, що споруджуються – 61 енергоблок, а сумарне напрацювання на ядерних енергоблоках склало 16 976 реакторо-років.

Незважаючи на вже більш ніж 60-ти річний період використання АЕС для виробництва електроенергії, серед фахівців в різних країнах світу немає єдиної думки про перспективи ядерної енергетики. Це є наслідком наступних факторів:

1. Значна кількість аварій на АЕС зі значним ушкодженням ядерного палива і викидом радіоактивних речовин у навколишнє середовище.
2. Ще більша кількість аварій на енергоблоках із значним ушкодженням палива.
3. Відсутні прийнятні технічні рішення і технології поводження з ВЯП, якого в світі накопичилося вже понад 260 000 т, до якого щороку додається до 7000 т. [63]
4. Інші технології видобутку енергії стають більш дешевими.
5. Жорсткі нормативно-технічні вимоги до ЯУ [49, 108, 112, 115, 148]

На рис. 1, 2 представлено хронологічну інформацію щодо кількості блоків, які починали будуватися, вводилися до експлуатації, отримували статус виведених з експлуатації і на яких зупинено незавершене будівництво.

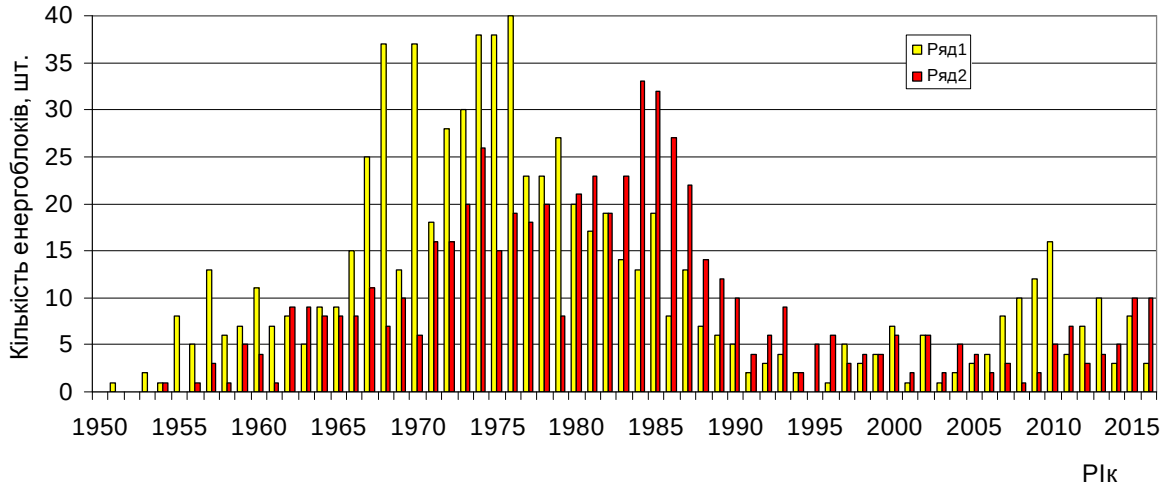


Рис.1. Кількість енергоблоків, на яких починалося будівництво (Ряд 1), і введені в експлуатацію (Ряд 2).

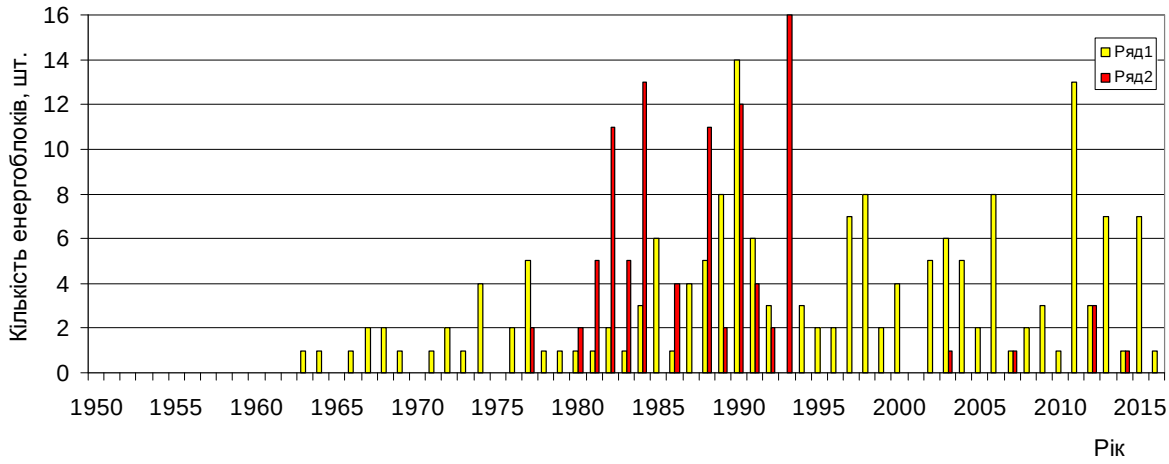


Рис.2. Кількість енергоблоків, що виводяться з експлуатації (Ряд 1), і на яких зупинено незавершене будівництво (Ряд 2).

Аналіз представлених даних дозволяє відзначити, що зворотний зв'язок з досвіду експлуатації АЕС працює досить ефективно.

Так, наприклад, за період 10 років до аварії на TMI-2 (США) в 1979 р, в якій вдалося уникнути значних радіологічних наслідків поза майданчиком, середнє число блоків, які щорічно починали будуватися становило – 30 блоків, вводилося в експлуатацію – 18 блоків, виводилися з експлуатації – 2 блоки, зупинення незавершеного будівництва складало практично – 0.

За період п'яти років (1981-1985 рр) до аварії на ЧАЕС-4 в 1986 р. середнє число блоків, які щорічно починали будуватися, становило – 16 блоків, вводилося в експлуатацію – 26 блоків, виводилися з експлуатації – 3 блоки, зупинення незавершеного будівництва – 7 блоків.

Можна відзначити, що замовлення на будівництво нових блоків скоротилися в два рази, проте блоки, що будувалися ще «за інерцією», продовжували вводитися в експлуатацію. Однак у США, якщо до аварії в рік вводилося 5-7 блоків, а починало будуватися 10 і більше, то після аварії з 1979 р і до 2013 р не було розпочато будівництво жодного нового енергоблоку, і тільки в 2013 р статус споруджуваних отримали 4 енергоблоки, на яких реалізуються проекти ректорів нового покоління АР-1000. Половину всіх діючих в США енергоблоків було введено в період вже після аварії на TMI-2 з 1980 по 1996 рр. За цей час вводилися блоки, що починали будуватися ще до аварії 1979 р. За двадцять років з 1996 по 2015 рр в США не було введено в експлуатацію жодного блоку. У 2016 р введено в дію блок, будівництво якого було розпочато ще в 1973 р.

Після аварії на ЧАЕС-4 замовлення на будівництво нових блоків у світі скоротилися до 1-3 на рік і так тривало до 2007 р, коли кількість нових споруджуваних блоків досягла 8, а наступні три роки до 2010 р включно статус споруджуваних отримали ще 38 енергоблоків. Цей період навіть почали називати «ренесансом» ядерної енергетики. Однак аварія на Фукушіма-Даїчі у 2011 р знову змусила замислитися про недосконаліть сучасних технологій в ядерній енергетиці. Замовлення на нові блоки скоротилися до 3-8 на рік. У 2015-2016 рр було введено в дію 20 енергоблоків, 13 з яких в Китаї.

Тому, якщо ще до кінця 20 століття частка ядерної енергетики у виробництві електроенергії в світі досягала 17 %, то в 2016 р. ця частка склала лише 14 %. Така ж тенденція і в показниках загального енерговиробництва – частка ядерної енергетики знизилася з 8 до 5 %.

Таким чином, представлені дані показують, що існуючий на сьогодні рівень технологічного розвитку ядерної енергетики в світі не дозволяє забезпечити бажаний приріст виробництва електроенергії. Незважаючи на кількість введених нових енергоблоків, загальне виробництво електроенергії на АЕС у світі практично не зростає, в основному, за рахунок виведення енергоблоків, що вже відпрацювали свій ресурс, а також за рахунок довготривалого зупинення енергоблоків в Японії.

Необхідно кілька слів сказати і про «міф» дешевої ядерної енергії. Вартість будівництва в перерахунку на один кВт встановленої потужності за останні десятиліття істотно зросла. Так, якщо 30 років тому вартість будівництва АЭС становила в світі в середньому близько 1000 $ на 1 кВт встановленої потужності, то сьогодні ця цифра лежить в діапазоні від 3000 до 15000 $ на кВт. Наприклад, щоб відшкодувати такі величезні витрати на будівництво АЕС, навіть з урахуванням збільшеного до 60-ти і більше років строку служби реакторної установки (РУ), вартість електроенергії, що відпускається, повинна складати 12-15 євроцентів за одну кВт·год [107] . Позитивним у цьому аспекті може бути тільки той факт, що «слабо розвинені» країни на сучасному етапі не зможуть собі дозволити такі дорогі технології, наприклад відмова В'єтнаму від будівництва АЕС, а, отже, не буде збільшуватися ризик від використання додаткових енергоблоків на АЕС.

Вісім енергоблоків АЕС України вже перейшли за 30-ти річний строк експлуатації, а шість з них отримали ліцензії на експлуатацію ще на 10-20 років. Тому роботи з обґрунтування продовження строку експлуатації енергоблоків АЕС України мають пріоритетне значення. Вартість виробництва електроенергії на енергоблоках з подовженим строком експлуатації в порівнянні з новими енергоблоками є набагато нижчими. Так наприклад, витрати на заходи з подовження строку експлуатації становлять близько 10 % від вартості нового енергоблоку однакової встановленої потужності.

Однак, існуюча практика організації енергетичного ринку в Україні не дозволяє надійно фінансувати й ці 10 %. Так, наприклад, за підсумками 2016 р АЕС України виробили 80 млрд кВт·год, що в перерахунку на відпускну ціну електроенергії з АЕС становить 35 млрд. грн. А тільки за свіже ядерне паливо оплата щорічно становить понад 15 млрд. грн (600-650 млн. $), за вивезення відпрацьованого ядерного палива – 5 млрд. грн. (150-200 млн. $).

Таким чином, паливна складова за останні роки становить понад 60%, а, відповідно, на інші статті витрат: поточні витрати, ремонтні кампанії, модернізація, а тим більше на науково-технічну підтримку, в тому числі і робіт з продовження строку експлуатації – коштів недостатньо. У країнах зі стійкою економікою паливна складова зазвичай не перевищує 10-20 % [9].

Але, незважаючи на досить непрості умови роботи ядерної галузі, науково-технічна діяльність ведеться і деякі її результати представлено нижче.

ЗАГАЛЬНА ХАРАКТЕРИСТИКА РОБОТИ

Актуальність теми. В «Енергетичній стратегії України на період до 2035 року» важливу роль як одному з найбільш економічно ефективних низьковуглецевих джерел енергії відведено атомній енергетиці. Подальший розвиток ядерного енергетичного сектору на період до 2035 року передбачає збільшення виробництва електроенергії на АЕС України до 94 млрд. кВт·год. Для досягнення такої мети важливим завданням є убезпечення експлуатації енергоблоків АЕС у понадпроектні строки експлуатації. Одним із вагомих завдань при обґрунтуванні дотримання необхідного рівня безпеки під час експлуатації ВВЕР є оснащення енергоблоків сучасними системами контролю та діагностики параметрів реакторної установки, важливих для безпеки АЕС, до яких, безсумнівно, відносяться в тому числі нейтронно-фізичні параметри.

За останні роки, у тому числі в рамках виконання «Комплексної (зведеної) програми підвищення рівня безпеки енергоблоків атомних електростанцій», затвердженої Постановою КМ України від 07.12.2011 р. за №1270, проводиться заміна та модернізація систем контролю енергоблоків з реакторами типу ВВЕР (апаратура контролю нейтронного потоку (АКНП), система внутрішньореакторного контролю (СВРК)), також при оснащенні реакторів ВВЕР комплексними системами діагностики (КСД) впроваджуються нові науково обґрунтовані підходи. Введення в експлуатацію нових сучасних систем контролю і діагностики на реакторах ВВЕР вимагає кваліфікованого наукового супроводу на всіх етапах - від розробки методів та алгоритмів визначення параметрів безпеки цими системами і до початку їх промислової експлуатації.

Наукова задача при створенні сучасних систем контролю параметрів, важливих для безпеки АЕС, полягає у розробці та валідації нових сучасних моделей та програмного забезпечення для проведення розрахунку нейтронно-фізичних характеристик (НФХ) активних зон реакторів ВВЕР. Такі моделі та програмні комплекси відрізняються від аналогів, що існують, значно вищою точністю та надійністю визначення величин НФХ та параметрів ядерної безпеки задля суттєвого підвищення рівня безпеки експлуатації ядерних установок (ЯУ).

На підставі проведеного аналізу експериментальних та розрахункових методів визначення значень параметрів безпеки ЯУ (ВВЕР, ВВР-М, сховища відпрацьованого ядерного палива (СВЯП)) можна констатувати, що на даний час існує наукова проблема, пов'язана з необхідністю вдосконалення існуючих та розробки нових методів визначення значень НФХ, а також з реалізацією методичного забезпечення щодо впровадження в системах контролю і діагностики параметрів, що відповідають за безпеку експлуатації ЯУ, сучасних методів розрахунку значень НФХ для надійного визначення параметрів безпеки.

Враховуючи зазначене вище, розробка підходів щодо визначення достовірних та точних значень параметрів безпеки АЕС відповідними системами контролю і діагностики, використовуючи сучасні підходи до моделювання процесів, які відбуваються в ЯУ, є актуальної науково-технічною проблемою

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

Основні наукові дослідження дисертації виконано у відповідності з наступними національними та галузевими програмами: «Енергетична стратегія України на період до 2035 року», «Комплексна «зведена» програма підвищення безпеки енергоблоків АЕС України» (пп. КзППБ № 13502, 14103, 14202, 14402).

Дисертаційна робота виконувалася також у рамках:

держбюджетних НДР, виконаних в ІПБ АЕС НАН України:

Розробка методів і засобів ідентифікації стану реакторної установки на основі застосування методів шумової діагностики (РК 0104U000991) – відповідальний виконавець: Борисенко В.І.;

Розробка методів та засобів контролю підкритичності активної зони реактора (РК 0108U000726) – науковий керівник: Борисенко В.І.;

Розробка методів та засобів контролю коефіцієнтів реактивності ядерного реактора (РК 0112U004544) – науковий керівник: Борисенко В.І.,

господарчих договорів на замовлення АЕС України, Сєвєродонецького НВО «Імпульс», ЗАТ «Радій», ІЯД НАН України; керівник робіт: Борисенко В.І.;

міжнародних проектів в рамках Міжнародної програми з ядерної безпеки за фінансової підтримки Департаменту Енергетики США: «Система представлення параметрів безпеки (СППБ)»; «Стандартна проблема РАЕС»; «Застосування тривимірного коду RELAP5-3D для аналізу проектних аварій на АЕС України», науковий керівник проектів - Борисенко В.І.

Тему дисертаційного дослідження затверджено на засіданні вченої ради Інституту проблем безпеки АЕС Національної академії наук України (протокол № ПВР-ІПБ АЕС-10 від 18.11.2010).

Мета і задачі дослідження. Метою роботи є підвищення рівня безпеки експлуатації ЯУ з реакторами типу ВВЕР шляхом впровадження вдосконалених методів і засобів контролю значень НФХ, а також оптимального застосування сучасного програмного забезпечення задля моделювання нейтронно-фізичних процесів, що відбуваються у ЯУ, з метою отримання достовірних значень параметрів безпеки АЕС.

Для досягнення мети дисертаційної роботи було сформульовано та вирішено наступні задачі наукового дослідження:

1. аналіз, систематизація та виявлення недоліків визначення НФХ у системах контролю стану АЕС, що наразі експлуатуються;
2. розробка та валідація алгоритмів визначення періоду реактора та реактивності в СППБ, в АКНП реакторів ВВЕР, в системі автоматичного регулювання, контролю, управління та захисту (АРКУЗ) дослідницького реактора ВВР-М;
3. удосконалення та валідація аналітичної моделі та програми розрахунку динамічних процесів в активний зоні ядерного реактора для аналізу перехідних режимів на ВВЕР-1000;
4. розробка моделі формування сигналу іонізаційної камери (ІК) АКНП ВВЕР для корекції вимірюваної величини нейтронної потужності реактора в залежності від зміни технологічних параметрів у часі;
5. розробка моделі формування сигналу детектора прямого заряду (ДПЗ) у СВРК реактора ВВЕР для коректного визначення лінійного енерговиділення твелів;
6. розробка алгоритмів та програм визначення параметрів безпеки в СВРШД ВВЕР-1000;
7. визначення консервативних умов проведення аналізу ядерної безпеки систем зберігання відпрацьованого ядерного палива.

Об’єкт дослідження - нейтронно-фізичні процеси, що відбуваються в реакторах типу ВВЕР та інших ЯУ, у всьому діапазоні зміни потужності ЯУ: від мінімально контрольованого рівня до номінального.

Предмет дослідження: моделі, методи та засоби визначення НФХ і параметрів безпеки АЕС.

Методи дослідження. Використано детерміністські та ймовірнісні методи моделювання і розрахунку НФХ та інших параметрів в системах контролю із застосуванням розрахункових кодів SCALE та MCNP.

Для детерміністських моделей технологічних процесів в ядерному реакторі використано взаємопов’язані методи моделювання нейтронно-фізичних та теплогідравлічних процесів в ЯУ, що є реалізованими в удосконаленій моделі, а також з використанням розрахункового коду RELAP5.

При вирішенні завдань реалізації засобів шумової діагностики використовувалися методи статистичної обробки даних, спектрального аналізу, кореляційного аналізу, тощо.

Наукова новизна одержаних результатів полягає в тому що проведено розробку, апробацію моделей програмних засобів, методів та визначення величин параметрів, важливих для ядерної безпеки ЯУ, а також прикладного програмного забезпечення з подальшою імплементацією їх до сучасних систем контролю і діагностики параметрів безпеки реакторів типу ВВЕР та інших ЯУ. Зокрема в дисертації:

1) виявлено невідповідність вимогам нормативних та проектних документів на РУ з ВВЕР реалізації таких контрольованих параметрів як реактивність і період реактора. Запропоновано підхід щодо усунення зазначеної невідповідності. Розроблено та обґрунтовано умови формування сигналів аварійного захисту при перехідних процесах та реактивністних аваріях;

2) вперше в практиці реалізації систем контролю розроблені програми верифікації та валідації прикладного програмного забезпечення щодо визначення реактивності і періоду реактора сучасних цифрових систем контролю СППБ ВВЕР-1000, АКНП-І (ІФ) ВВЕР-1000 і АРКУЗ ВВР-М;
3) науково обґрунтовано і вдосконалено аналітичну модель нейтронної динаміки ядерного реактора, що у взаємодії з теплогідравличним кодом RELAP5 була застосованою для аналізу безпеки ряду перехідних режимів роботи ВВЕР-1000 і відрізняється від існуючих програмних комплексів більш коректним урахуванням зворотних зв'язків, для суттєвого підвищення точності розрахунків;
4) розроблено оригінальну методику коригування сигналів іонізаційних камер АКНП з урахуванням впливу на їх сигнал варіацій концентрації борної кислоти і температури теплоносія, а також інших параметрів, що дозволяє суттєво підвищити точність визначення нейтронної потужності ВВЕР-1000;
5) вперше розроблено принципово новий розрахунковий метод визначення індивідуальних для кожного ДПЗ параметрів вигоряння емітера, що дозволяє суттєво підвищити точність визначення лінійного енерговиділення твелів - важливого параметра безпеки ВВЕР;
6) вдосконалено пасивний метод визначення температурного коефіцієнта реактивності реактора на основі застосування методів шумового аналізу, що відрізняється від існуючих значно більшою швидкодією, а також відсутністю необхідності внесення збурення за температурою теплоносія РУ;
7) вперше запропоновано і науково обґрунтовано модель визначення найбільш консервативних припущень при аналізі ядерної безпеки систем зберігання відпрацьованого ядерного палива ВВЕР.

Обґрунтованість та достовірність отриманих наукових результатів базується на: коректній постановці задач дослідження; використанні відомих математичних методів та підходів щодо моделювання нейтронно-фізичних і теплогідравлічних процесів в ЯУ; застосуванні апробованого математичного апарату для їх опису; аналізі прийнятності розроблених моделей і програм шляхом проведення їх верифікації та валідації; критичному аналізі отриманих результатів виконаному порівнянням їх з експериментальними даними вимірювань, отриманих на ЯУ, відповідно до практики проведення оцінок стану безпеки експлуатації АЕС, що існує на сьогодні.

Практичне значення одержаних результатів:

Розроблено практично відсутні раніше засоби науково-технічної підтримки, що надали можливість впровадження та реалізації сучасних підходів щодо дотримання вимог чинної нормативно-технічної документації (НТД) стосовно систем оперативного контролю поточного технічного стану ядерного реактора, відповідальних за убезпечення експлуатації АЕС.

Розроблено нові методи та засоби визначення параметрів реактивності, що дозволяють забезпечити надійне і оперативне проведення фізекспериментів на ВВЕР на початку наступної паливної кампанії.

Проведений аналіз методик вимірювання коефіцієнтів реактивності забезпечує коректне використання результатів вимірювань при валідації програм нейтронно-теплогідравлічного розрахунку, сприяючи підвищенню точності розрахункового прогнозування при обґрунтуванні заходів щодо підвищення безпеки ВВЕР.

Розроблені методи, розрахункові алгоритми і програми уже використовуються та є перспективними для застосування:

– при визначенні реактивності на ЯУ, що експлуатуються, при проведенні регламентних вимірювань нейтронно-фізичних характеристик;

– для верифікації та атестації програмних засобів нейтронно-фізичного розрахунку за коректно визначеними коефіцієнтами реактивності - важливих параметрів безпеки;

– у навчальному процесі при вивченні кінетики ядерного реактора як об'єкта з розподіленими параметрами;

– при розробці рекомендацій задля вдосконалення чинних регламентних методик щодо визначення величин параметрів, важливих для ядерної безпеки різних ЯУ.

Основні результати дисертації впроваджено на підприємствах ядерно-енергетичної галузі, а саме: в АКНП-І (ІФ) на 15 енергоблоках з ВВЕР-1000 та ВВЕР-440, в СППБ на 11 енергоблоках ВВЕР-1000, в СВРШД на 6-ти енергоблоках ВВЕР-1000, та на 2-х енергоблоках з ВВЕР-440, в АРКУЗ дослідницького реактора ВВР-М.

Практичне використання результатів дисертації підтверджено актами їх впровадження (Додатки D1, D2, D3).

Особистий внесок здобувача Всі наведені в дисертації наукові та практичні результати було отримано автором особисто. У роботах, виконаних із співавторами, дисертанту належить провідна участь у найскладніших визначальних етапах виконаного циклу досліджень, а саме у:

– постановці задач;

– розробці та реалізації математичних моделей і програмних засобів;

– проведенні розрахунків та експериментальних досліджень;

– аналіз отриманих результатів тощо.

Апробація результатів дисертації. Результати дисертації доповідалися та обговорювалися на щорічних наукових конференціях

ІЯД НАНУ (1992-2017 рр.), а також на наступних міжнародних конференціях, симпозіумах та семінарах:

- International Nuclear Congress Atoms for Energy, 2 – 6 October, 1994. - Lyon, France;
- A Symposium on «Nuclear Reactor Surveillance and Diagnostics SMORN-7», 19 – 23 June, 1995. - Avignon, France;
- Specialists Meeting on «In-core Instrumentation and Reactor Core Assessment. INCORE96», 14 – 17 October, 1996. - Mito, Japan;
- The third American Nuclear International Topical Meeting on «Nuclear Plant Instrumentation, Control and Human-Machine Interface Technologies. NPIC & HMIT 2000», 13 – 16 November, 2000. - Washington, D.C., USA;
- 2-а Міжнародна науково-технічна конференція «Безпека, ефективність та економіка атомної енергетики (МНТК-2001)», 21 – 24 травня 2001. - Москва, РФ;
- II Міжнародна конференція «Актуальні проблеми ядерної фізики та атомної енергетики»; 9 – 15 червня 2008. - Київ;
- III Міжнародна конференція «Актуальні проблеми ядерної фізики та атомної енергетики»; 7 – 12 червня 2010. - Київ;
- IV Міжнародна конференція «Актуальні проблеми ядерної фізики та атомної енергетики»; 10 – 14 вересня 2012. - Київ;
- III Міжнародна науково-практична конференція «Безпека та ефективність атомної енергетики », 24 – 28 вересня 2012. - Одеса;
- 9-а Міжнародна науково-технічна конференція «Безпека, ефективність та економіка атомної енергетики (МНТК-2014)», 21 – 23 травня 2014. - Москва, РФ;
- V Міжнародна науково-практична конференція «Безпека та ефективність атомної енергетики», 5 – 9 вересня 2016. - Одеса..

Також роботу було представлено та схвалено (рекомендовано до захисту) на розширеному науковому семінарі відділення атомної

енергетики Інституту проблем безпеки АЕС Національної академії наук України (витяг з протоколу № 2 від 26.06.2017 р.).

Публікації. Основні результати дисертаційної роботи повністю опубліковано в 64 друкованих працях (у тому числі 10 одноосібних), з них: 29 статей - у провідних фахових виданнях (у тому числі 9 статей у іноземних фахових рецензованих періодичних виданнях та/або виданнях, що входять до бази цитування SCOPUS); 35 публікацій у тому числі у збірниках доповідей та тез доповідей міжнародних конференцій. Більшість публікацій представлено в Міжнародній системі ядерної інформації INIS (International Nuclear Information System) МАГАТЕ: http://www.iaea.org/INIS/.

Структура та обсяг дисертації. Дисертація складається з вступу, п’яти розділів, висновків та додатків. Повний об'єм дисертації складає 400 сторінок, основний текст дисертації викладено на 301 сторінці. Дисертація також містить: 89 рисунків, 55 таблиць (21 сторінка) та Додатки (31 сторінка). Список використаних джерел налічує 290 найменувань (31 сторінка).

РОЗДІЛ 1
СТАН ПРОБЛЕМИ РОЗРАХУНКОВО-ЕКСПЕРИМЕНТАЛЬНОГО ВИЗНАЧЕННЯ ПАРАМЕТРІВ ЯДЕРНОЇ БЕЗПЕКИ ЯДЕРНИХ УСТАНОВОК

Нейтронна потужність і швидкість її зміни (період реактора, реактивність) є одними з найбільш важливих параметрів безпеки, за якими, відповідно до проекту ВВЕР-1000, формуються сигнали аварійного захисту в усьому діапазоні зміни нейтронної потужності. Названі параметри також є основними при визначенні статусу критичної функції безпеки (КФБ) – "підкритичність реактора", що є КФБ найвищого пріоритету і визначається в СППБ [28], а процедури відновлення КФБ "підкритичність реактора" описано в симптомно-орієнтованих аварійних інструкціях (СОАІ).

У теперішній час експлуатація ВВЕР характеризується високою енергонапруженістю ядерного палива і більш високим вигорянням ядерного палива [193], внаслідок чого висуваються підвищені вимоги до контролю нейтронно-фізичних параметрів ядерного реактора в АКНП, СВРК, СВРШД.

Для реалізації можливості продовження строків експлуатації ВВЕР до 50-ти і більше років необхідно реалізувати завантаження активної зони зі зменшеним витоком нейтронів, для зниження радіаційного навантаження на корпус реактора. Оскільки іонізаційні камери АКНП розташовано у вимірювальних каналах серпентинітового бетону, і вони детектують нейтрони витоку з активної зони, тож можна очікувати, що і потоки нейтронів у навколокорпусному просторі теж зменшуватимуться, що також має бути врахованим при реалізації нових проектів АКНП [67].

В перших поколіннях ВВЕР нейтронний контроль було реалізовано на аналогових технічних засобах, наприклад, АКНП-3, в якому була відсутня можливість реалізувати функцію контролю реактивності Саме

тому енергоблоки додатково оснащувалися аналоговими, а пізніше і цифровими реактиметрами (п.3.1). Технічні характеристики АКНП-3, а пізніше і АКНП-07 [82], забезпечували нейтронний контроль в широкому діапазоні зміни нейтронної потужності від 10^{-8} до 120 % номінальної потужності ($N_{ном}$). А ось за таким показником як постійна часу (або інерційність) вимірювального каналу, у визначення періоду реактора були спочатку закладеними завищені значення. Так, відповідно до проекту [154], постійна часу визначення періоду реактора повинна складати не менше половини вимірюваного періоду. Проте, при цьому не є можливим своєчасно сформувати сигнал аварійного захисту за періодом реактора для контролю реактивністних аварій, коли значення періоду реактора можуть бути істотно нижчими 10 с.

Деякі компанії, що виробляють АКНП, розширили динамічний діапазон роботи системи до 200 % [276], що дозволяє забезпечувати надійний контроль НФХ і для випадку реактивністних аварій.

Широке впровадження цифрових технологій в СУЗ АЕС в світі, поставило задачу розробки стійких алгоритмів і програм для визначення потужності, реактивності і періоду реактора в АКНП [14, 50, 65, 133, 134, 171, 245].

Вдосконалення методик розрахунково-експериментального визначення реактивності ЯУ є актуальною науковою задачею як для сучасних [2, 21, 24, 26, 93, 100, 135] так і для перспективних ЯУ [126, 196].

З огляду на вищезазначене одним із завдань дисертаційного дослідження є отримання оптимальних значень постійної часу при визначенні періоду реактора для різних рівнів потужності та значень суто вимірюваного періоду, а також розробка алгоритму визначення періоду реактора (п.2.1) для реалізації можливості своєчасного оперативного формування сигналу АЗ по періоду реактора, включаючи і реактивністні аварії.

Зважаючи, що строки експлуатації більшості з діючих ВВЕР перетнули 30-ти річний рубіж, а технічні засоби реалізації нейтронного контролю ВВЕР, за цей час зазнали істотних технічних змін, з'явилася можливість реалізації у складі АКНП таких функцій, як визначення реактивності та швидкості її зміни, що підлягають оперативному контролю відповідно до чинних вимог НТД [146, 147].

З огляду на вищезазначене актуальним є завдання наукового дослідження, а саме: розробка оптимальних ефективних та стійких у обчислювальному сенсі алгоритмів визначення реактивності, а також розробка нових технічних рішень з формування сигналів захистів і блокувань на основі використання оперативних значень реактивності замість періоду реактора, що є принципово важливим для безпеки реактора при роботі його на енергетичних рівнях потужності. Як відомо, однозначний зв'язок між значеннями періоду реактора і реактивністю є достовірним відповідно до рівняння "зворотних годин" [79] для рівнів потужності до ~0,1 %, або для реактора без зворотних зв'язків. У той же час однозначність цього зв'язку порушується, якщо реактор працює на енергетичних рівнях потужності [54, 124, 150, 178, 180].

При розробці прикладного програмного забезпечення сучасної АКНП були розроблені такі моделі: імітатор кінетики реактора (п. 2.3), моделі розрахунку реактивності і періоду реактора (п.2.4).

Завдання коректного визначення реактивності важливе і для забезпечення безпеки дослідницьких ядерних реакторів. Дослідницькі ядерні реактори мають багаторічний досвід експлуатації. Згідно з даними МАГАТЕ в 67 країнах споруджено 754 дослідницьких ЯУ з яких в експлуатації в даний час знаходиться 246 ЯУ в 55 країнах [63].

Більшість діючих дослідницьких ЯУ пропрацювали вже більше 40 років. Тому для підтримки та забезпечення безпеки необхідне детальне стратегічне планування їх використання, управління старінням, модернізація [63]. За роки експлуатації дослідних ЯУ розроблено велику

кількість експериментальних пристроїв, створені методики проведення випробувань, проведена модернізація систем безпеки в тому числі і СУЗ [5, 55, 101].

Розробка сучасних технічних засобів для СУЗ дослідних ЯУ ґрунтується на комплексному вирішені всіх технологічних задач: автоматичне регулювання, контроль, управління, захист, а також подання оператору узагальненої інформації про стан ЯУ. До того ж нові системи повинні відповідати чинним НТД [170].

На момент початку робіт по заміні СУЗ ВВР-М вона пропрацювала більше 40 років. ЗАТ «Радій» провів розробку і постачання сучасного інтегрованого програмно-технічного комплексу (ПТК) АРКУЗ на базі уніфікованих технічних засобів, які пройшли апробацію на АЕС України в складі керуючих систем безпеки і систем аварійних і попереджувальних захистів реактора .

Одним з завдань ПТК АРКУЗ є повна інтеграція всіх функцій, що забезпечують безпечну експлуатацію ВВР-М відповідно до вимог НТД, в тому числі і трьох незалежних каналів вимірювання нейтронно-фізичних параметрів реактора: потужність, період, реактивність.

При розробці АРКУЗ для дослідницького реактора ВВР-М реалізація завдання визначення реактивності потребувала *додаткового дослідження* впливу фотонейтронів на точність визначення реактивності [79, 235].

У сучасних системах нейтронного контролю АКНП у ВВЕР реалізовано контроль реактивності і швидкості її зміни, як це і вимагається відповідно до [147]. Проте, в проекті РУ з ВВЕР в алгоритмах формування сигналів захисту і блокувань використовується тільки значення періоду реактора [123, 150, 154]. Тому постало додаткове завдання наукового дослідження: визначити недоліки такого підходу, а також виявити вплив на безпеку ВВЕР, особливо при реактивністних аваріях.

Впровадження сучасних систем контролю з практично безінерційним визначенням періоду реактора дозволяє фіксувати швидкі динамічні режими в роботі РУ з ВВЕР, які раніше не реєструвалися. Відповідно до [121] постійна часу визначення періоду реактора в АКНП-3 складала не менше 5 с, тому динамічні процеси, що мають місце за більш короткі часи залишалися "не поміченими" і апаратурою, і оператором. Зокрема, режим розвантаження блоку на ВВЕР-1000 при спрацьовуванні прискореного попереджувального захисту (ППЗ) завжди проходив без формування додаткового захисту за періодом реактора [287].

Проте, після впровадження на ВВЕР-1000 АКНП-І (ІФ), які визначають період реактора з малою постійною часу, при спрацьовуванні ППЗ спостерігалися сигнали формування попереджувального захисту 1-го роду (ПЗ-1) по сигналу період реактора Т<20 с, а з 2007 р кілька разів було зафіксовано і сигнали АЗ по сигналу період реактора Т<10 с. Причиною такої зміни в поведінці РУ при спрацьовуванні ППЗ є два чинники: перший і основний – безінерційний контроль періоду реактора; другий – зменшення часу падіння ОР СУЗ в середньому з ~3,5 с на початку 2000-х рр, до ~1,5 с після проведення циклу заходів, спрямованих на зменшення часу падіння ОР СУЗ, внаслідок їх затирання.

Наступний напрям наукових досліджень було сформовано при проведенні робіт з аналізу безпеки режиму ППЗ на ВВЕР-1000. Формування сигналу АЗ по періоду при роботі ВВЕР-1000 на потужності ніколи раніше не спостерігалося. Головною причиною цього є величина постійної часу визначення періоду в АКНП-3, мінімальне значення якого є не меншим від 5 с. Тому при швидких процесах, коли саме і є потрібним захист по періоду реактора, він не міг бути сформованим унаслідок великої інерційності каналів. Так, наприклад, відповідно до [82], інерційність каналу визначення періоду реактора в АКНП-07 складає ***півтора !*** вимірюваного періоду (мінімальне значення якого

є 10 с). Відповідно до ідеології побудови системи формування сигналів захисту і блокувань СУЗ спрацьовування захисту, що сформувався, має бути достатнім для переведення енергоблоку до безпечного стану і не призводити до формування захистів більш високого порядку. Відповідно, при формуванні ППЗ, його дії з переведення РУ з ВВЕР-1000 на знижений рівень потужності має бути достатнім і при цьому не повинні досягатися умови для формування захисту більш високого рівня, у тому числі і АЗ по періоду. Оскільки на практиці спостерігалися режими із спрацьовуванням ППЗ, що переходять в АЗ, було проведено додаткові дослідження по обґрунтуванню безпеки перебігу таких режимів [35, 37].

Для обґрунтування безпечної роботи РУ в процесі паливної кампанії застосовуються сучасні програми нейтронно-фізичного розрахунку:

інженерні малогрупові програми розрахунку просторово-енергетичного розподілу нейтронів в елементах активної зони, в залежності від вигоряння палива [96, 138];

прецизійні програми, побудовані на використанні імовірнісних моделей (Монте-Карло), в яких кінетичне рівняння дифузії нейтронів можна вирішити без спрощення в описі геометрії активної зони і відбивача, а також в описі взаємодії нейтронів з речовиною [76, 243].

Інженерні програми використовують для створення так званих бібліотек малогрупових констант, що включають нейтронні макроскопічні перерізи елементів періодичності активних зон в залежності від фізичних характеристик реактора [10, 54, 138, 169, 177, 184, 209]. Малогрупові константи є складовою частиною програм імітаторів, і безпосередньо визначають точність розрахунку параметрів РУ.

В інженерних програмах енергетичних реакторів виділяють характерний елемент активної зони – тепловидільну збірку (ТВЗ). Розрахунок всього реактора складається з двох етапів:

на першому визначаються характеристики твел і ТВЗ;

на другому розраховуються характеристики всього реактора.

Така побудова розрахункової схеми дозволяє суттєво зменшити розрахунковий час.

Прецизійні програми методу Монте-Карло [243] використовують: для вирішення завдань фізики реакторів, в яких необхідно детально враховувати енергетичну і кутову залежність перерізів взаємодії нейтронів, а також для верифікації інженерних програм. Тому застосування прецизійних програм є актуальним завданням при обґрунтуванні безпеки РУ.

Інтерес до моделювання нейтронно-фізичних процесів в ЯУ не зменшується, незважаючи на вже більш, ніж піввіковий досвід таких робіт у багатьох інститутах [287]. За останній час також з'явилися результати нових досліджень в цьому напрямку [29, 36, 37, 54, 75, 93, 97, 98].

Для гомогенного реактора досить замість кінетичного рівняння використовувати – дифузійне наближення. Для гетерогенного реактора, до яких відносяться практично всі РУ, кінетичні рівняння зазвичай спрощуються і вирішуються в межах декількох порівняно невеликих характерних осередків реактора [94]. Рішення кінетичного рівняння в обсязі всього реактора особливо з урахуванням зворотних зв'язків, є трудомістким завданням, і часто приймають різні наближення. Проте, для того, щоб зрозуміти допустимість і оцінити похибки прийнятих при побудові моделі наближень, а також при необхідності намітити її уточнення, потрібно починати аналіз всієї процедури з розгляду кінетичного рівняння.

У країнах що займаються розробкою і експлуатацією реакторів з водою під тиском використовуються різні програми:

Франція – CRONOS, SAPHYR, SCIENCE, перерізи для яких готують AP0LL02;

- США – ANC, NESTLE, PARCS, SIMULATE, PENTRAN, перерізи для яких готують CASMO-4, PHOENIX-P, HELIOS, WIMS8, DRAGON.
- Японія -SIMULATE + CASMO, TGBLA+LOGOS, ANC+PHOENIX-P.

У згаданих програмах можна виділити найбільш характерні коміркові програми: WIMS, AP0LL02, CASMO, HELIOS, ТВС-М, САПФИР, GETERA. [238, 267, 270, 288]

У роботах [10, 51, 169] проведені дослідження основних методик і програм, прийнятих для нейтронно-фізичних розрахунків РУ. Найбільшого поширення отримали модифікації традиційного підходу, заснованого на гомогенізації і найпростішій сітковій схемі врахування спектральних змін характерних для неоднорідних решіток ВВЕР [238, 290].

Подальший розвиток моделей нейтронно-фізичного розрахунку реакторів ВВЕР пішов по шляху розробки і впровадження нових нетрадиційних методів нодального типу. Значний розвиток отримали математичні моделі активних зон, заснованих на нодальному підході [94, 102, 229, 230, 242]

При аналізі результатів розрахунків ППЗ, отриманих у різних групах [54, 121, 178, 180], було визначено проблеми, пов'язані зі значною відмінністю, отриманих результатів розрахунків і експериментальних даних по ряду важливих параметрів: швидкість зміни потужності, швидкість введення реактивності, температура палива та ін. Для розрахункового опису режиму ППЗ було *проведено наукові дослідження* (п.3.1.) по удосконаленню моделі реактора з коректним врахуванням зворотних зв'язків по температурі палива і теплоносія.

Така модель виявилася прийнятною і для аналізу інших перехідних режимів роботи ВВЕР-1000, зокрема при відключенні останнього працюючого живильного турбонасосу (ЖТН) на потужності енергоблоку у 20-50 %. Зокрема, було *проведено дослідження* по обґрунтуванню безпеки (п.3.3.) режиму відключення останнього працюючого ЖТН з

рівня потужності 20 %, що виявили деякі дефіцити безпеки, пов'язані з недопущенням формування сигналу АЗ по відключенню головного циркуляційного насосу (ГЦН) [36, 153].

Дослідження по обґрунтуванню режимів безпеки ВВЕР-1000 в перехідних режимах роботи РУ поставили на порядок денний необхідність вирішення ще декількох принципово важливих задач дисертаційного дослідження, а саме:

Розробка моделі формування сигналів іонізаційних камер АКНП;

Розробка моделі визначення параметрів ДПЗ.

Вирішення першої задачі дозволить відповісти на декілька важливих питань, зокрема яка доля окремих ТВЗ, що визначають головний внесок у формування сигналу ІК АКНП; як зміна сповільнюючих і поглинаючих властивостей теплоносія впливає на зміну сигналів ІК АКНП.

Рішення цих завдань дозволить вводити відповідні коригування у сигнали АКНП, і тим самим забезпечувати необхідну точність у визначенні нейтронної потужності реактора [171, 208].

На деяких ВВЕР вже впроваджені і експлуатуються АКНП з функцією коригування сигналів ІК [65], що забезпечує підвищення точності визначення потужності реактора, а також дозволяє досліджувати причини похибок визначення потужності іншими методами, [166, 167]

Також вирішення другої задачі по визначенню параметрів ДПЗ забезпечить коректне визначення параметрів енерговиділення в активній зоні реактора, які, поза сумнівом, є важливими характеристиками безпеки реактора.

Незважаючи на тривалий досвід застосування ДПЗ в ЯУ дослідження зміни параметрів ДПЗ протягом їх експлуатації тривають до теперішнього часу [11, 24, 40, 46, 69, 92, 99, 104, 105, 143, 160-162, 198, 199, 207].

Дослідження параметрів ДПЗ є однією з підзадач програми модернізації СВРК, яка проводиться на блоках ВВЕР [136, 181, 220].

На даний час усі енергетичні реактори оснащено системами СВРК. Завдання СВРК – отримання оперативної інформації щодо розподілу полів енерговиділення, температури та інших теплотехнічних і ядерно-фізичних параметрів в межах активної зони реактора.

У перших проектах ВВЕР основну увагу було приділено контролю підігріву теплоносія на виході з ТВЗ, а внутрішньозоний контроль енергорозподілу, як вважалося, не був занадто важливим. Так наприклад, термопари на виході з ТВЗ в ВВЕР-210 (349 ТВЗ) було встановлено в 220 ТВЗ, а канали нейтронних вимірювань з детекторами прямого заряду з родієвим емітером тільки в 12. Також у перших СВРК застосовували ванадієві КНВ (1-2 шт., довжина ванадієвого ДПЗ дорівнює висоті активної зони), а кількість родієвих ДПЗ в одному КНВ – 4 шт., рівномірно розташованих за висотою активної зони. Згодом СВРК було вдосконалено шляхом встановлення 7 ДПЗ у КНВ. Кількість КНВ в ВВЕР-440 (349 ТВЗ) збільшилася з 12 до 36, а в ВВЕР-1000/В-320 (163 ТВЗ) встановлено вже 64 КНВ. У процесі розвитку СВРК кількість ТВЗ, оснащених КНВ, збільшилася з ~ 5 % до ~ 40 %. Це пов'язано, по-перше, з необхідністю більш детального визначення полів енерговиділення при зростанні значень локальних енерговиділень в різних поколіннях ВВЕР, а, по-друге, підтверджує важливість задачі визначення енергорозподілу по об’єму активної зони реактора для убезпечення експлуатації реактора [40, 46].

До впровадження КНВ у проектах ВВЕР енергорозподіл по об’єму активної зони реактора визначався із застосуванням активаційних детекторів на основі міді або сталевого дроту з додаванням марганцю. Такі детектори (у формі дроту) встановлювали в спеціальні вимірювальні канали (в центральну трубку ТВЗ через кришку реактора), а після опромінення і накопичення ізотопів (^{64}Cu і ^{56}Mn, відповідно), витягували

з каналів. При цьому, як вважалося, розподіл γ-випромінювачів по довжині активаційного детектора (дроту) відповідає енергорозподілу по висоті вимірювального каналу (в т.ч. і ТВЗ) під час опромінення в активній зоні.

Таким чином, у процесі еволюції СВРК підтверджено, що енергорозподіл, в т.ч. і ЛЕВ твелів, є одним з важливих показників безпеки та надійності експлуатації палива ВВЕР. Задача надійного контролю ЛЕВ є найбільш важливою серед задач контролю СВРК [73, 137]. При визначенні ЛЕВ ядерного палива в реакторі особливу роль займає процедура узгодження показників ДПЗ СВРК з результатами нейтронно-фізичних розрахунків. Також важливою є задача коректного переходу від струмів ДПЗ до ЛЕВ палива. Обґрунтованість і експериментальне підтвердження правильності рішення задачі переходу від струмів ДПЗ до ЛЕВ палива значною мірою визначає безпечну і економічну роботу реактора [12, 40, 46, 140, 141].

Особливої гостроти задача визначення ЛЕВ в СВРК отримала останнім часом у зв'язку з впровадженням нових паливних циклів і розширенням номенклатури застосовуваних видів палива для формування паливних завантажень у т.ч. і різних виробників (ТВЕЛ, Wesninghouse), а також плани по використанню ВВЕР-1000 в маневровому режимі [192].

Дослідження режимів роботи ВВЕР-1000 із застосуванням моделі нейтронної динаміки, розробленої автором дисертації, потребували також застосування сучасних розрахункових кодів з можливістю моделювання теплогідравлічних процесів в РУ, включаючи і роботу СУЗ реактора. Найбільше поширення для аналізу безпеки ВВЕР в Україні отримало сімейство розрахункових кодів, основу яких складає код RELAP5 [218, 226, 231, 257, 258, 287].

Передача коду RELAP5 і навчання фахівців, які виконували роботи для експлуатуючої організації, почалася в 1995 р у рамках Міжнародної

програми з ядерної безпеки при фінансовій підтримці Міністерства енергетики США (DOE USA). Після навчання фахівці залучалися до виконання ряду проектів з метою підвищення кваліфікації. Одним з важливих завдань на шляху обґрунтування можливості застосування коду RELAP5 для опису процесів у ВВЕР були дослідження щодо валідації даного коду. Тому одне із завдань у рамках дисертаційної роботи стосувалося валідації коду RELAP5 [25, 27, 32, 157, 158, 175, 187].

У рамках проведення досліджень з валідації коду RELAP5 дисертант брав участь у виконанні, а також був керівником наступних проектів:

- Стандартна проблема Рівненська АЕС;
- Застосування тривимірного коду RELAP5-3D для аналізу проектних аварій на АЕС України.

Проблеми вдосконалення розрахункових кодів, а також їх валідації є і будуть актуальними протягом усього життєвого циклу – експлуатації АЕС [2, 25, 27, 32, 93, 113, 152, 178, 185, 204, 287].

Питання визначення коефіцієнтів реактивності реактора, а також визначення ступеня підкритичності зупиненого реактора є критично важливими для обґрунтування ядерної безпеки не лише ядерного реактора, але й інших ядерних установок: сховищ відпрацьованого ядерного палива та підкритичних установок [13, 22, 26, 38, 48, 85, 87, 89, 90, 144-147].

При вирішенні завдань визначення підкритичності має бути визначеним розумний компроміс між експериментальними та розрахунковими методами визначення рівня підкритичності системи, а також коефіцієнтів реактивності реактора. Саме тому одне із завдань *наукового дослідження*, розглянутих в дисертації, стосується різних підзадач цієї важливої проблеми:

- експериментальне визначення коефіцієнтів реактивності ядерного реактора;

- експериментальне визначення підкритичності ЯУ;
- вибір консервативних припущень при обґрунтуванні ядерної безпеки ЯУ.

Нейтронно-фізичні параметри ЯУ значною мірою визначають і загальні параметри безпеки ЯУ, серед яких параметри ядерної безпеки, поза сумнівом, є пріоритетними [71, 95, 109, 111, 146, 147, 266].

Для енергетичних реакторів, в активній зоні яких маса палива в кілька разів перевищує мінімальне критичне завантаження, важливим є контроль підкритичності і аналіз умов виникнення локальної критичності [41, 43, 101].

Достатньо великі за геометричними розмірами активні зони енергетичних реакторів визначають складні профілі нейтронного потоку, а, отже, і енерговиділення. Тому для забезпечення ядерної безпеки РУ, що працюють в режимі часткового перевантаження палива, важливим є завдання оперативного визначення параметрів енерговиділення [40, 46], в тому числі і для реактивністних аварій [5].

Науковий інтерес до проблеми визначення параметрів безпеки реактора був закладений ще з часів роботи автора дисертації на Рівненській АЕС в 1983 р контролюючим фізиком. На першому етапі це були завдання визначення теплової і нейтронної потужностей реактора, проведення перевантажень ядерного палива на ВВЕР-440, а також проведення фізекспериментів після перевантаження палива із застосуванням аналогових реактиметрів. Саме на етапі проведення фізичних експериментів після чергового перевантаження ядерного палива і визначаються коефіцієнти реактивності (п.4.1.). Згодом вже після закінчення аспірантури наукова діяльність була продовжена в лабораторії кінетики ядерних реакторів Інституту ядерних досліджень, яка і займалася розробкою і обслуговуванням аналогових реактиметрів, які застосовувалися на більшості енергоблоків АЕС України [21, 24, 26].

Згодом по напряму експериментального визначення параметрів безпеки реактора було проведено розробки алгоритмів і програм цифрового реактиметра [26], а також реалізація програм розрахунку реактивності в сучасній системі контролю АКНП [67, 86].

Разом з динамічними методами розрахунку реактивності ядерних реакторів [79] для визначення підкритичності ЯУ широкого поширення отримали статистичні методи [38, 79, 89, 126, 189]. Безперечною перевагою статистичних методів визначення підкритичності ЯУ є їх висока чутливість, а також відсутність необхідності внесення збурення в ЯУ, якщо заздалегідь визначені її параметри: час життя нейтронів, доля нейтронів, що запізнюються. Статистичні методи широко використовують методи аналізу шумів [189], а методи нейтронно-шумової діагностики стали застосовуватися в нових діагностичних системах, які впроваджуються на АЕС України останніми роками [44, 181]. Можливості сучасних діагностичних систем, в яких реалізовано методи нейтронно-шумової діагностики, істотно розширюють можливості раннього діагностування зародження аномальних явищ як в технологічних процесах вироблення енергії на АЕС, так і в роботі окремого обладнання.

Сучасні ЯУ представляють складні системи, в яких одночасно протікають нейтронно-фізичні і теплогідравлічні процеси.

Різноманіття процесів породжує широке коло проблем при розробці методів їх дослідження, створення контрольно-вимірювальних і діагностичних засобів.

Широкого поширення в світі отримали методи діагностики, засновані на аналізі флуктуацій (шумів) параметрів ЯУ різної природи.

Методи аналізу шумових процесів, розвинені в 50-х роках XX сторіччя в працях Колмогорова А.М., Котельникова В.О. та інших вчених [17, 18] надалі отримали бурхливий розвиток і застосовуються в

багатьох областях науки і техніки, в тому числі і для діагностики і контролю ЯУ.

Перші роботи по застосуванню аналізу шумів для дослідження ядерних реакторів відносяться до кінця 40-х - початку 50-х років. Вони виконувалися в основному на реакторах "нульової" потужності і привели до створення цілого ряду оригінальних методів вимірювання.

Найбільшого розвитку отримали, кореляційний метод Россі-α [225, 261], дисперсійний метод (Фейнмана) [227], імовірнісний метод, частотний метод, диференційний метод [189]. Багато важливих кінетичних параметрів ядерних реакторів визначалися за допомогою шумових методів: час життя миттєвих нейтронів, ефективна частка запізнілих нейтронів, постійна спаду миттєвих нейтронів та ін.

У зв'язку з розвитком ядерної енергетики в розвинених країнах вже до кінця шістдесятих років методи діагностики ЯУ отримали інтенсивний розвиток [271].

У зв'язку з цим на початку сімдесятих зріс потік публікацій щодо застосування методів аналізу шумів на енергетичних реакторах, з'явилися перші оглядові роботи. Найбільшого поширення отримав переклад монографії Р.Уріга "Статистичні методи в фізиці ядерних реакторів" [189].

Починаючи з 1974 р почали проводитися конференції з дослідження реакторних шумів – SMORN (Specialist Meeting on Reactor Noise). Всього до 2002 р було проведено 8 конференцій SMORN [271-275], між конференціями проводилися IMORN [213].

Після важких аварій на АЕС особливої актуальності набули питання забезпечення безпеки експлуатації РУ, шляхом раннього виявлення зародження аномалій в роботі обладнання і систем АЕС. Методи шумовий діагностики виявилися найбільш результативними і у вирішенні цих питань.

Ці методи знайшли застосування і для діагностики обладнання РУ, використовуючи при цьому шуми технологічних параметрів. Перелік параметрів РУ, до яких застосовують методи шумової діагностики досить широкий: від нейтронних шумів до флуктуацій температури, витрати, пульсації тиску теплоносія та ін.

Системи діагностики побудовані на методах шумової діагностики широко застосовуються на АЕС вже багато років [271-275].

Наприклад, французький концерну EDF експлуатує 58 реакторів типу PWR (34 блоків потужністю 900 МВт, 20 блоків потужністю 1300 МВт і 4 блоки потужністю 1500 МВт). Протягом тривалого часу накопичено значний обсяг даних у централізованій базі даних вібростанів ВКП на всіх реакторах. Віброшумові вимірювання нейтронного потоку у позазонному просторі та сигналів акселерометрів автоматизовано на всіх PWR концерну EDF. Значний об’єм накопиченої інформації в централізованій базі даних дозволяє достовірно ідентифікувати зміни вібростану ВКП та ТВЗ. При цьому виділяються три найбільш важливих, чисто механічних явища, що впливають на вібростан ВКП та ТВЗ:

- зміна жорсткості елементів, що визначають вертикальний притиск шахти;
- зміна жорсткості пружинних блоків і дистанціонуючих решіток ТВЗ;
- знос поверхонь контакту шахти і корпусу реактора у нижніх шпонках.

Німеччина, маючи значний власний дослідницький потенціал, однією з перших стала виробляти промислові СВРШД. На всіх енергоблоках АЕС Німеччини з PWR встановлено системи віброшумового моніторингу обладнання РУ, в тому числі для визначення вібростану ВКП та ТВЗ. Поряд з позазонним нейтронним шумом і сигналами датчиків вібрацій, у СВРШД аналізують сигнали внутрішньореакторного нейтронного шуму. Останні дозволяють отримувати більш детальну інформацію про вібростан ВКП та ТВЗ.

На енергоблоках АЕС США віброшумова діагностика ВКП здійснюється на основі обробки нейтронних шумів з позазонних детекторів. Діагностичні вимірювання проводяться періодично, відповідно до регламенту технічного обслуговування PWR.

На ВВЕР АЕС України впровадження систем шумової діагностики ведеться останнім часом для обґрунтованого продовження строків експлуатації РУ. Ще одним важливим аспектом актуальності впровадження СВРШД є застосування нових поколінь ТВЗ, в тому числі і альтернативних виробників. Історія впровадження СВШД на ВВЕР має багату історію [7, 8].

Як інноваційну розробку розвиток віброшумового аналізу було ініційовано ще в Німецькій Демократичній Республіці, де в період 1972-1976 рр. на АЕС Greifswald з ВВЕР-440 (проект В-230) мали місце аномальні вібрації аварійних регулюючих касет (АРК), а в 1985-1986 рр. – аномальні вібрації шахти реактора. Після дослідження причин підвищеної вібрації конструкцію паливної частини АРК змінили для зменшення витрат теплоносія. Для контролю вібрацій вперше на ВВЕР-440 було встановлено внутрішньозонні нейтронні детектори прямого заряду. На радянських АЕС перші блоки з ВВЕР-440 експлуатували без ДПЗ, енергорозподіл по об’єму активної зони визначав нейтронно-активаційними методами. У 1977 р. на базі Інституту ядерних досліджень (м. Россендорф, НДР) було організовано діагностичну групу, і в 1975 р в інституті було розроблено і впроваджено першу дослідну СВРШД.

Також слід зазначити, що перші промислові СВШД SÜS на ВВЕР-440 поставляла фірма Siemens. Такі системи було встановлено на ВВЕР-440 АЕС Дуковани, Богуніце, пізніше на Кольській і Нововоронезькій АЕС.

На ВВЕР-1000 першу СВШД булу встановлено на 1-му блоці Калінінської АЕС у 1991 р. Це була СВШД CARD угорського виробництва, що пройшла широку апробацію на ВВЕР-440 АЕС Пакш.

На 1-му блоці АЕС Темелін з ВВЕР-1000 вже на етапі пуско-налагоджувальних випробувань у 2000 р було впроваджено СВШД компанії Westinghouse, яку на етапі пуско-налагоджувальних випробувань було оснащено внутрішньозонними акселерометрами. СВШД компанії Westinghouse, як і всі інші системи контролю і діагностики ВВЕР-1000, включено до глобальної станційної мережі, побудованій за технологією ALLY [233].

Завдання розробки і впровадження методів нейтронно-шумової діагностики, а також систем діагностики, побудованих із застосуванням методів аналізу шумів, є актуальними і вимагають ґрунтовного наукового підходу [7, 8, 38, 44, 100, 126, 181, 202, 203, 281].

Вибір консервативних припущень при проведенні аналізу ядерної безпеки систем зберігання відпрацьованого ядерного палива також є актуальним науковим завданням у зв'язку з прийнятими рішеннями в Україні про довготривале зберігання ВЯП в сухих сховищах. Можна відмітити роботи [13, 41, 43, 45, 89], спрямовані на науково-методичне забезпечення вирішення задачі аналізу ядерної безпеки систем зберігання ВЯП.

Розробка розрахунково-експериментальних методів визначення важливих параметрів, що характеризують, передусім, безпеку ЯУ, є актуальним науковим завданням. Разом з впровадженням результатів наукових досліджень в системах АКНП, СВРК, СВРШД необхідно відмітити і реалізацію отриманих рішень з визначення таких параметрів, як реактивність і період реактора в алгоритмі визначення стану критичної функції безпеки "підкритичність реактора", реалізованої в Системі Представлення Параметрів Безпеки. У період з 1998 по 2003 рр СППБ впроваджено на 11 енергоблоках АЕС України з ВВЕР-1000 [28].

Представлення параметрів безпеки в СППБ, у тому числі і КФБ, істотно полегшує контроль оператора за ходом аварійних процесів у РУ, а також істотно зменшує ймовірність можливих помилкових дій оператора за рахунок впровадження СОАІ, одним із завдань яких є відновлення стану КФБ.

Завдання представлення параметрів безпеки є актуальною науковою проблемою, оскільки спостережуваний в останні десятиліття деякий перекіс у бік імовірнісних методів аналізу безпеки АЕС, у порівнянні з традиційними детерміністичними методами, істотно розмив поняття безпеки. Такі параметри безпеки, як оцінена частота пошкодження активної зони (ЧПАЗ), або оцінена частота граничного аварійного викиду (ЧГАВ) отримані в припущенні, що апріорі є відомою ймовірнісна модель АЕС. Проте, строгого наукового обґрунтування застосовності методів імовірнісного аналізу безпеки (ІАБ), на жаль, немає. Більше того, у багатьох роботах [33, 34, 39, 47, 129-132, 194, 262] акцентується увага на непридатності ІАБ для аналізу "рідкісних" подій", до яких, на щастя, відносяться аварії на АЕС.

Необхідність подальшого вдосконалення і розробки методів аналізу безпеки АЕС для обґрунтування безпеки відзначена і в роботі [81].

Альтернативні методи аналізу безпеки АЕС розглянуто в пп.6.2, 6.3.

1.1. Висновки та постановка задач дослідження

Аналіз, проведений вище, показав, що прийняті технічні рішення, що є реалізованими у попередніх поколіннях АКНП (АКНП-3, АКНП-07) ВВЕР, дозволяють контролювати важливі НФХ, але в той же час вони мають і багато недоліків, зокрема було встановлено:

- - необґрунтованість вибору постійної часу визначення періоду реактора;

- - як наслідок, неможливість виконання вимог ПБЯ щодо забезпечення контролю періоду реактора в усьому діапазоні контролю потужності реактора до 120% від номінального значення;
- - відсутність документів з обґрунтування коректності реалізації функції контролю періоду реактора в АКНП-3 і АКНП-07;
- - як наслідок, виявлено невідповідності між значеннями визначеного періоду реактора в АКНП-3, з розрахованими аналітичним методом величинами для тривалих досліджень з набором потужності реактора при пускових операціях на енергоблоці;
- - відсутня можливість визначення реактивності і контролю швидкості введення реактивності відповідно до вимог ПБЯ [147].

Отже, мета дисертаційного дослідження - підвищення рівня безпеки експлуатації ЯУ з реакторами типу ВВЕР шляхом розробки та впровадження в експлуатаційну практику вдосконалених методів і засобів контролю значень НФХ, а також шляхом оптимального застосування сучасного програмного забезпечення задля моделювання нейтронно-фізичних процесів, що відбуваються у ЯУ, з метою отримання достовірних значень параметрів безпеки АЕС.

Для досягнення поставленої мети слід розв’язати такі задачі:

1. Внаслідок існування проблеми в обґрунтуванні можливостей безпечного застосування АКНП-3 і АКНП-07 вкрай необхідним є проведення комплексної наукової роботи - розробки та реалізації в АКНП нового покоління методів, алгоритмів і програм розрахунку, що реалізують всі вимоги ПБЯ до АКНП, у тому числі:

– - визначення оптимальних значень постійної часу при розрахунках періоду реактора;
– - розробка алгоритму визначення періоду реактора для своєчасного формування сигналу АЗ по періоду реактора, включаючи і реактивністні аварії,
– - розробка алгоритмів визначення реактивності реактора.

2. Враховуючи, що в проекті РУ з ВВЕР в алгоритмах формування сигналів захисту і блокувань використовуються тільки значення періоду реактора, необхідно провести додаткове наукове дослідження з визначення обмежень і недоліків такого підходу, а також дослідити виконання вимог ПБЯ з контролю параметрів безпеки ВВЕР, особливо при аналізі реактивністних аварій. Необхідно провести розробку та валідацію алгоритмів визначення періоду реактора та реактивності в СППБ і АКНП реакторів ВВЕР, у системі АРКУЗ дослідницького реактора ВВР-М.

3. При порівнянні результатів розрахунків режиму ППЗ, отриманих з використанням різних програмних комплексів, з результатами експлуатаційних даних було виявлено, що за рядом важливих параметрів безпеки таких як: швидкість зміни потужності, швидкість введення реактивності, температура палива та інші має місце суттєва різниця. Тому для коректного моделювання режиму ППЗ на базі моделі імітатора кінетики реактора необхідно розробити вдосконалену модель динаміки реактора з коректним врахуванням зворотних зв'язків по температурі палива і теплоносія.

Найбільшого поширення для аналізу безпеки ВВЕР АЕС України набув код RELAP5. Для обґрунтування можливості використання коду RELAP5 для проведення аналізу безпеки ВВЕР необхідно провести його всебічну валідацію.

4. Для коректного визначення потужності реактора в системі АКНП необхідно розробити модель врахування впливу на сигнали АКНП зміни наступних параметрів РУ: температури теплоносія в 1-му контурі, концентрації борної кислоти в теплоносії 1-го контурі, положення ОР СУЗ, яки найбільше впливають на формування сигналу ІК АКНП.

5. Альтернативним способом визначення потужності РУ є контроль потужності за сигналами ДПЗ. Важливим етапом у цьому є коректне визначення струму ДПЗ, на який впливають багато чинників:

інтегральний струм, що згенерований ДПЗ; спектр нейтронів у місці розташування ДПЗ; збагачення та вигоряння палива в ТВЗ де розташовано ДПЗ та ін., вплив яких може бути досліджено на моделі в коді MCNP.

6. Впровадження сучасних систем діагностики є важливим для обґрунтованого продовження строку експлуатації ВВЕР. Для досягнення такої мети необхідно провести розробку алгоритмів та програмного забезпечення для визначення параметрів безпеки в СВРШД ВВЕР-1000.

7. На АЕС України прийнято концепцію довготривалого зберігання ВЯП у спеціальних сховищах. Одним із завдань безпечного зберігання ВЯП є визначення найбільш консервативних умов при проведенні аналізу ядерної безпеки систем зберігання ВЯП. Параметри ядерної безпеки таких ЯУ, як СВЯП, можуть бути визначеними розрахунковими методами на основі застосування сучасних кодів.

РОЗДІЛ 2
КОНТРОЛЬ НЕЙТРОННО-ФІЗИЧНИХ ПАРАМЕТРІВ ЯДЕРНИХ УСТАНОВОК

У розділі 2 представлено наступні результати досліджень:

- задачі № 1, в рамках виконання якої виконано розробку алгоритмів і програм визначення важливих параметрів безпеки ЯУ: реактивності та періоду реактора;
- задачі № 2, в рамках виконання якої науково обґрунтовано необхідність використання значення реактивності в алгоритмах формування сигналів захистів ЯУ з ВВЕР;
- задачі № 4, в рамках виконання якої розроблено модель врахування впливу на сигнали АКНП зміни таких параметрів РУ: температури теплоносія в 1-му контурі, концентрації борної кислоти в теплоносії 1-го контуру;
- задачі № 5, в рамках виконання якої розроблено модель врахування вигоряння емітера ДПЗ для підвищення точності визначення лінійного енерговиділення твелів.

2.1. Апаратура контролю нейтронного потоку

2.1.1. Призначення АКНП

Нейтронна потужність є одним з найбільш важливих експлуатаційних параметрів ядерного реактора. Безінерційний контроль нейтронної потужності ядерного реактора і швидкості її зміни забезпечується апаратурою контролю нейтронного потоку [82, 86, 123, 146, 147] у всіх режимах: завантаження-перевантаження палива, пуск з підкритичного стану, набір потужності, робота на енергетичних рівнях потужності та зупинення енергоблоку.

У назві АКНП досі збереглося і використовується слово «апаратура», що відображає її історичне походження як технічного засобу для контролю за нейтронним потоком в перших проектах ядерних

реакторів. На енергоблоках першого покоління ядерних реакторів АКНП представляла собою простий технічний засіб вимірювання – апаратуру, що включала до свого складу детектор, підсилювач і стрілочний прилад.

За час розвитку ядерних технологій АКНП також зазнала суттєвих змін, що стосувалися як детекторного оснащення АКНП, так і технічних засобів збору та обробки вхідної інформації від детекторів нейтронного потоку, систем обробки та подання вихідної інформації оператору ЯУ, а також організації зв'язку з іншими системами ЯУ. Тривалий час АКНП є важливою інформаційною системою РУ, незважаючи на «історичне» використання слова «апаратура».

Нейтронна потужність ядерного реактора є одним з основних параметрів, що контролюється, а швидкість зміни потужності є важливим параметром безпеки ядерного реактора [102, 123, 146, 147].

Потужність ядерного реактора визначається різними методами, зокрема в ВВЕР:

- за теплогідравлічними параметрами першого контуру (вхідні параметри – витрата теплоносія, його питома теплоємність, різниця температур на виході і вході в реактор);
- за теплогідравлічними параметрами другого контуру;
- за сигналами внутрішньозонних детекторів нейтронного потоку СВРК;
- за сигналами позазонних нейтронних детекторів – іонізаційних камер (ІК) АКНП.

Перші два методи дозволяють вимірювати абсолютне значення теплової потужності ядерного реакторам. Останні два методи дозволяють вимірювати тільки відносну нейтронну (теплову) потужність ядерного реактора. Для визначення цими системами абсолютної потужності необхідно проводити періодичні градуювання цих систем.

Беручи до уваги фізичні особливості реєстрації нейтронного потоку внутрішньозонними і позазонними детекторами ВВЕР в системах

управління і захисту (СУЗ) реактора як вхідну інформацію використовують сигнали позазонних нейтронних детекторів. Це обумовлено, тим, що ІК АКНП дозволяють практично безінерційно реєструвати зміни нейтронного потоку, що дуже важливо, беручи до уваги швидкості перехідних процесів в ЯР. Детектори прямого заряду з родієвим емітером каналів нейтронних вимірювань (КНВ) СВРК є достатньо інерційними (~ 1 хв.) і для їх використання в СУЗ необхідно застосовувати спеціальні коректори інерційності [21, 24]. Необхідно також відзначити, що ДПЗ надійно працюють тільки в енергетичному діапазоні роботи ЯР. З цієї ж причини – інерційність температурного контролю і малий динамічний діапазон температурного контролю – не дозволяють використовувати сигнали температурного контролю в СУЗ.

Таким чином, незважаючи на те, що АКНП не розрахована для визначення абсолютної величини потужності ядерного реактора, ця система формує сигнали для СУЗ, оскільки дозволяє безінерціонно реєструвати швидкість зміни нейтронної потужності ядерного реактора (реактивність, період ректора) – найбільш важливий показник, що характеризує безпечну експлуатацію реактора у всьому діапазоні зміни потужності ядерного реактора від 10^{-10} до 100 % $N_{ном}$.

Оскільки теплова потужність ЯР є пропорційною нейтронному потоку, то ІК АКНП можна проградувати таким чином, щоб вони безпосередньо відображали потужність ядерного реактора у Вт. Таке градуювання використовується в АКНП РУ з ВВЕР і є можливим в припущенні того, що для стаціонарного режиму роботи РУ форма просторового розподілу нейтронного потоку як всередині активної зони, так і в місцях розташування ІК АКНП залишається незмінною. Тож ІК АКНП реєструють нейтрони витоку з периферії активної зони, а їх сигнал є пропорційним величині нейтронної потужності реактора. Однак це припущення порушується при перехідних режимах роботи, а також внаслідок зміни профілю нейтронного поля в активній зоні,

обумовленого різними причинами: роботою органів регулювання (ОР) СУЗ; зміною параметрів петель РУ (температура, тиск, концентрація борної кислоти). При цьому, як правило, має місце зміна режиму роботи та/або відмови обладнання, а також зміна профілю нейтронного поля протягом паливної кампанії за рахунок вигоряння палива [24].

2.1.2. Детектори нейтронного потоку як основний елемент АКНП

Щільність потоку нейтронів у навколокорпусному просторі визначається енерговиділенням активної зоні ЯР, і, отже, є найважливішим показником безпеки реактора. Контроль енерговиділення в ядерному реакторі іншими методами є непрямим, наприклад, по гамма випромінюванню або по температурі теплоносія теж є можливим, але складним у реалізації. Так, γ-випромінювання, що супроводжує процес поділу в ЯР, складним чином залежить від режиму і тривалості роботи ЯР, що робить процес контролю енерговиділення в ЯР дуже проблематичним. А от основний недолік контролю енерговиділення ядерного реактора по температурі теплоносія (підігріву) зумовлений його значною інерційністю, а також «ПЕЛьним ефектом», характерним для ВВЕР-1000 [193].

Для реєстрації нейтронів в ЯР найбільш прийнятним і поширеним є метод реєстрації на основі ядерних реакцій, в результаті яких первинний потік нейтронів перетворюється на вторинне випромінювання (α-частинки, скалки поділу, електрони, γ-випромінювання).

При перетворенні ядра, що виникає після поглинання нейтрона первинним ядром паливного ізотопу, випромінюються заряджені частинки, які утворюють велику кількість іонів. Якщо таке перетворення відбувається всередині або на стінці іонізаційної камери, то в результаті захоплення кожного нейтрона виникає імпульс, який може бути зареєстрованим. Інтенсивність імпульсів буде пропорційною щільності потоку нейтронів.

На рис. 2.1 схематично зображено пропорційний нейтронний лічильник, що конструктивно складається з зовнішнього катода, натягнутої всередині катода анодної нитки та захисного кожуха. Внутрішня поверхня катода покривається матеріалом на основі бору, збагаченого ізотопом ^{10}B. Внутрішній об'єм лічильника заповнюється газом BF_3 або ^{3}He.

Контроль потужності ядерного реактора в широкому динамічному діапазоні зазвичай здійснюється, як правило, з використанням іонізаційних камер поділу. Як радіатор у таких камерах використовують ізотоп ^{235}U, достатньо дешевший у порівнянні з іншими ізотопами.

За режимами роботи іонізаційні детектори поділяються на імпульсні, флуктуаційні і струмові, хоча такий поділ є досить умовним, оскільки, в принципі, кожен такий детектор можна використовувати в будь-якому з цих режимів. До імпульсних детекторів відносяться пропорційні лічильники, іонізаційні камери поділу і малогабаритні камери.

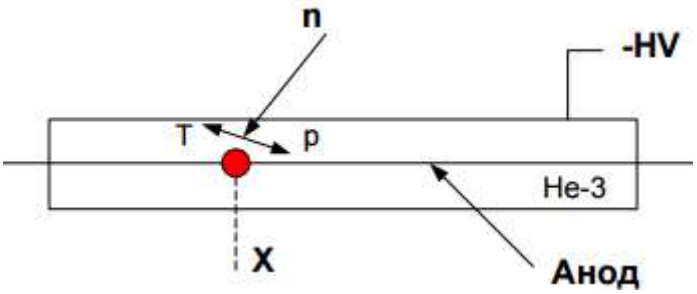


Рис. 2.1. Схематичне зображення пропорційного нейтронного лічильника

У табл.А1.1-А1.5 (Додаток А1) наведено основні параметри серійних нейтронних лічильників і іонізаційних камер.

Надійний контроль потужності ядерного реактора в діапазоні від підкритичного стану до номінального режиму експлуатації, як правило, здійснюється з використанням імпульсних нейтронних іонізаційних камер поділу з ^{235}U. В таких іонізаційних камерах поділу верхня межа робочого діапазону обмежена швидкодією як самої іонізаційний камери поділу, так і вторинної електронної апаратури формування та реєстрації

імпульсів, а в ряді випадків – наявністю хибних сигналів, обумовлених накладенням великої кількості одиничних імпульсів, зумовлених γ-випромінюванням реактора. Іонізаційні камери поділу є працездатними при температурі до 300 °С і флюенсу теплових нейтронів до 10^{20} н/см^2.

У табл.А.3 наведено основні параметри імпульсних малогабаритних камер, що випускаються різними фірмами.

Флуктуаційний режим роботи камер поділу використовується тільки в тому випадку, коли щільність потоку нейтронів досягає значення, для якого ймовірність накладання окремих імпульсів один на одний є великою при застосуванні імпульсних іонізаційних камер, а фон від γ-випромінювання і струм витоку по ізолятору перевищує величину корисного сигналу струму камери. Принцип роботи флуктуаційної камери поділу заснований на вирахуванні постійної складової струму з величини сумарного струму камери. Діапазон роботи флуктуаційних камер поділу становить 5-6 декад, причому верхня межа діапазону збігається з максимальною щільністю потоку нейтронів в активній зоні ЯР. Флуктуаційні камери є працездатними при температурах до 300°С та флюенсу теплових нейтронів до 10^{21} н/см^2.

На рис. 2.2 представлено схема найбільш поширеної некомпенсованої іонізаційної камери, що працює в струмовому режимі.

На рис. 2.3 зображена конструкція компенсованої іонізаційної камери, що також працює в струмовому режимі. Електродна система даної камери утворена набором з пластин, об'єднаних у дві секції:

- нейтронну, чутливу до нейтронів і γ-випромінювання,

- компенсуючу, що є чутливою тільки до γ-випромінювання.

Основні параметри некомпенсованих і компенсованих струмових камер, що випускаються різними фірмами, наведено в табл.А.5.

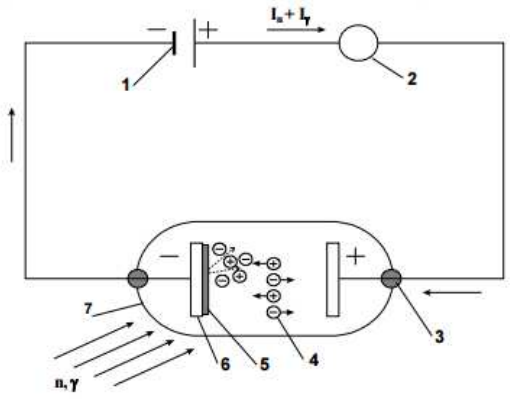


Рис. 2.2. Схема некомпенсованої іонізаційної камери.

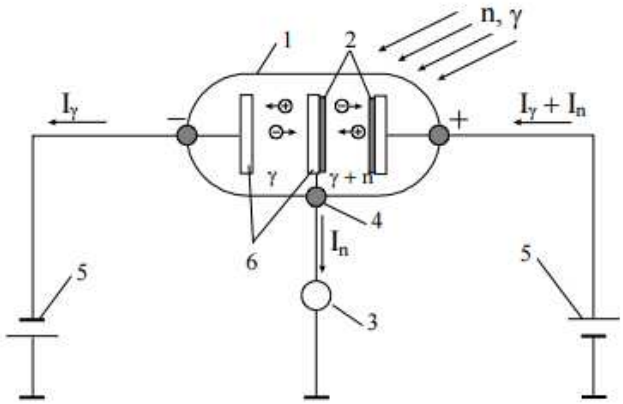


Рис. 2.3. Схема компенсованої іонізаційної камери.

Прикладом компенсаційної іонізаційної камери є КНК-15, що застосовується в АКНП ВВЕР.

2.1.3. Просторовий розподіл нейтронів у каналах іонізаційних камер реакторів типу ВВЕР

Просторовий розподіл нейтронів в каналах іонізаційних камер ВВЕР має суттєвий вплив на формування сигналу ІК АКНП, а модель формування просторового розподілу нейтронів у вимірювальних каналах АКНП є необхідною для коригування сигналів ІК в залежності від зміни параметрів теплоносія (температура, концентрація борної кислоти), а також положення ОР СУЗ і величини вигоряння палива.

Методика визначення характеристик поля нейтронів у вимірювальних каналах АКНП базується на співставленні розрахункових даних з експериментальними вимірюваннями, оскільки саме в вимірювальних каналах АКНП може бути отриманою експериментальна інформація.

Як випливає з результатів розрахункового моделювання (п.2.4) необхідно дуже ретельно контролювати точність фіксації просторового розташування детекторів нейтронного потоку в вимірювальному каналі. Так, наприклад, розташування детектора нейтронів впритул до найближчої до активної зони стінки і до далекої стінки вимірювального

каналу буде зумовлювати різницю у вимірах до 2-5 разів!

У реакторах ВВЕР канали ІК представляють собою порожні вигнуті труби довжиною ~ 9 м. Робоча частина вимірювальних каналів, де під час роботи реактора знаходяться ІК, розташована вертикально на відстані 70 мм від внутрішньої поверхні біологічного захисту. Канали ІК серійних ВВЕР-1000 і ВВЕР-440, що мають внутрішні діаметри 147 мм і 110 мм відповідно, розташовані в серпентинітовому бетоні біологічного захисту реактора.

Експериментальні розподіли щільності потоку швидких нейтронів (ЩПШН) по периметру кілець з активаційними детекторами, встановлених в вимірювальних каналах ІК на рівні центру активної зони, представлено в [19].

Аналіз експериментальних розподілів теплових нейтронів (ТН) показав, що відношення максимуму ЩПТН до мінімуму може досягати таких величин:

- 1,20 – для каналів ІК ВВЕР-1000;
- 1,18 – для каналів ІК ВВЕР-440.

Таким чином, необхідно враховувати особливість розподілу нейтронного потоку в каналах ІК ВВЕР, яка полягає в тому, що існує значний перепад ЩПН по перетину каналів. Вплив серпентинітового бетону на сигнал ІК АКНП було досліджено і на моделі формування сигналу ІК АКНП (п.2.4).

При експлуатації ВВЕР-440 та ВВЕР-1000 необхідно дотримуватися підвищених вимог до контролю нейтронного потоку ядерного реактора через високу енергонапруженість ядерного палива в нормальних умовах експлуатації, а також пов'язаних з управлінням полем енерговиділення при ксенонових перехідних процесах, а також внаслідок більш високого ступеня вигоряння ядерного палива в порівнянні з проектним.

Продовження строків експлуатації ВВЕР на 10-20 років виявилося можливим, в тому числі і завдяки застосуванню завантажень ядерного палива зі зменшеним витоком нейтронів для зменшення флюенса швидких нейтронів на корпус реактора. Як відомо, детектори АКНП якраз і дозволяють реєструвати нейтрони витоку з периферії активної зони, тому впровадження завантажень ядерного палива з малим витоком такою ж мірою зменшує і потік нейтронів на детектори нейтронів, розташованих у вимірювальних каналах АКНП у біологічному захисті реактора – серпентинітовому бетоні [50].

Якісні зміни з часом сталися і з АКНП, що застосовуються на АЕС України з ВВЕР. Перші блоки ВВЕР оснащувалися системами АКНП-3, пізніше стали застосовуватися АКНП-07, а з 2004 р проводилась заміна АКНП «старих» поколінь на АКНП-І і АКНП-ІФ виробництва Сєвєродонецького науково-виробничого об'єднання (СНВО) «Імпульс». Станом на 2017 р на всіх енергоблоках України з ВВЕР встановлено системи АКНП-І (ІФ).

АКНП-3 у свій час було побудовано на основі аналогової техніки, а в АКНП-07 застосовується вже дискретна цифрова електроніка, обидві розробки виконано в Союзному науково-дослідному інституті приладобудування (СНДІП-СНИИП), РФ.

Першу АКНП-07 було введено в експлуатацію в 1987 р на ВВЕР-440 Рівненської АЕС [70].

АКНП-І побудовано на сучасній цифровій техніці із застосуванням детекторів нейтронів КНК-3, КНК-4, КНК-15, КНК-52. Першу поставка АКНП-І на АЕС України здійснено в 2004 р.

АКНП-І набув подальшого розвитку в модифікації АКНП-ІФ, виконаній на цифровій техніці, та з впровадженням детекторів нейтронів фірми «Photonis» (Франція) CFUL08/F16 (табл. А1.5). Першу поставка АКНП-ІФ на АЕС України здійснено в 2006 р.

Застосування в АКНП-ІФ сучасних технічних засобів і детекторів нейтронів забезпечило значне підвищення надійності цієї системи в порівнянні з АКНП попередніх поколінь [186].

Основні функції АКНП-І, АКНП-ІФ включають [6]:

- контроль відносної фізичної потужності реактора, періоду і реактивності ядерного реактора;
- формування дискретних сигналів досягнення уставок аварійного захисту і попереджувальних захистів (ПЗ-1 – 1-го роду, ПЗ-2 – 2-го роду);
- формування уставок управління і регулювання по нейтронній потужності та періоду реактора;
- відображення аналогових і дискретних сигналів для оперативного персоналу блочного щита управління (БЩУ) та перевантажувальної машини;
- неперервну реєстрацію поточних значень нейтронної потужності, періоду і реактивності ядерного реактора.

Реєстрацію та накопичення даних організовано на сервері архівування АКНП.

АКНП-ІФ складається з трьох комплектів технічних засобів:

- два комплекти АКНП-ІФ АПЗ-СКП (для СУЗ і БЩУ);
- один комплект АКНП-ІФ РЩУ (резервного щита управління).

Кожен комплект АКНП забезпечує контроль нейтронного потоку у всьому діапазоні зміни щільності нейтронного потоку в активній зоні реактора трьома незалежними каналами.

Беручи до уваги, що розробка АКНП-І і АКНП-ІФ в СНВО «Імпульс» проводилася вперше, було прийнято рішення про організацію групи технологічної підтримки розробки на основі фахівців АЕС, а розробку прикладного програмного забезпечення АКНП за функціями "контроль нейтронного потоку", а також "швидкість його зміни: період і реактивність ядерного реактора" було доручено ТОВ «Тандетрон».

Співробітники ТОВ «Тандетрон» тривалий час виконували роботи по проведенню фізекспериментів на ВВЕР-1000 із застосуванням аналогового реактиметра АИМР-8-2М [21, 151], а з 2002 р та цифрового реактиметра ЦВМР-1 [26]. Провідна роль у виконанні робіт щодо розробки прикладного ПЗ для АКНП-І належала автору дисертації, а також Сіренку С.П. і Сидоруку М.М. Приклади визначення НФХ ВВЕР при проведенні фізекспериментів із застосуванням ЦВРМ-1 представлено в Розділі 4, а технічні характеристики ЦВРМ-1 наведено у Додатку А2.

2.1.4. Розробка прикладного програмного забезпечення АКНП-І (ІФ)

2.1.4.1. Імітатор кінетики реактора

У даному підрозділі представлено інформацію, необхідну для моделювання нейтронного потоку при збуренні реактивності ядерного реактора для задач тестування алгоритмів розрахунку періоду і реактивності реактора.

2.1.4.2. Точкова модель кінетики реактора. Числове інтегрування

Нейтронну кінетику ядерного реактора в точковому наближенні без зовнішніх джерел нейтронів можна представити точковою моделлю в шестигруповому наближенні по нейтронам, що запізнюються:

$$\begin{aligned} \frac{dn(t)}{dt} &= \frac{\rho(t)-\beta}{\ell} n(t) + \sum_i \lambda_i C_i(t) + S \\ \frac{dC_i(t)}{dt} &= \frac{\beta_i}{\ell} n(t) - \lambda_i C_i(t) \end{aligned} \qquad (2.1)$$

де $n=n(t)$ – щільність нейтронного потоку, $\beta = \sum_{i=1}^{6} \beta_i$ – ефективна частка нейтронів, що запізнюються, β_i – частка нейтронів, що запізнюються i-ої групи, $C_i=C_i(t)$ – концентрація i-ої групи ядер-попередників нейтронів, що запізнюються, ℓ – час генерації миттєвих нейтронів, ρ – реактивність реактора.

Рівняння (2.1) мають стаціонарні розв'язки при $\rho=0$ і $n=n_0$=Const:

$$C_i^0 = \frac{\beta_i}{\ell \cdot \lambda_i} n_0 ,$$

що в подальшому будуть використовуватися в алгоритмах розрахунку нейтронного потоку і реактивності, тобто в початковий момент часу імітації кінетики реактора і розрахунку реактивності постулюється, що реактор знаходиться в критичному стаціонарному стані.

Слід зазначити, що система рівнянь є жорсткою, тобто розв'язок описує процеси, швидкості, перебіги яких істотно різняться. Врахування таких обставин вимагає накладання додаткових обмежень на застосування числових методів розрахунку для достатньо точної апроксимації членів рівнянь (процесів), внесок яких є дуже малим, щоб забезпечити стійкість числового рішення. Для таких систем зазвичай використовують уявні або напівуявні схеми, що включають відповідні елементи для розрахунку.

Введемо наступні позначення:

$$r = \frac{\rho - \beta}{\ell} \quad \text{і} \quad r_i = \frac{\beta_i}{\ell}$$

і представимо систему рівнянь (2.1) в інтегральному вигляді:

$$n = n_0 \exp(rt) + \sum_{i=1}^{6} \lambda_i \int_0^t C_i(t_2) \exp(r(t-t_2)) dt_2$$

$$C_i = C_i^0 \exp(-\lambda_i t) + r_i \int_0^t n(t_1) \exp(-\lambda_i (t-t_1)) dt_1 .$$

Виключаючи з цих рівнянь ядра-попередники, після деяких перетворень отримаємо інтегральне рівняння для розрахунку щільності нейтронного потоку (відносної потужності):

$$n = S + \int_0^t n(t_1) \sum_{i=1}^{6} \frac{\lambda_i r_i}{r + \lambda_i} \left(\exp(r(t-t_1)) - \exp(-\lambda_i (t-t_1)) \right) dt_1 , \qquad (2.2)$$

де

$$S = n_0 \left\{ \exp(rt) + \sum_{i=1}^{6} r_i \frac{\exp(rt) - \exp(-\lambda_i t)}{r + \lambda_i} \right\}.$$

Для проведення розрахунків необхідно забезпечити підбір часу дискретизації Δ (крок розрахунку або реєстрації нейтронного потоку) таким чином, щоб при $t \in [(k-1)\Delta,\ k\Delta]$ зміну щільності нейтронного потоку можна було апроксимувати лінійною функцією:

$$n(t) = \frac{n(k)(t-(k-1)\Delta) + n(k-1)(k\Delta - t)}{\Delta}, \qquad (2.3)$$

де *n(k)=n(kΔ)*, *k*-елемент множини натуральних чисел.

Підставляючи (2.3) в (2.2) і розв'язуючи отримане рівняння щодо *n(k)* отримаємо покрокові рекурентні співвідношення для розрахунку щільності нейтронного потоку в режимі on-line:

$$\begin{aligned} n(k) &= Qn(k-1) + D\sum_{i=1}^{7} g_i(k)\, d_i(k-1) \quad (n(0)=1) \\ g_i(k) &= G_i\, g_i(k-1) \quad (g(0)=1) \\ d_i(k) &= d_i(k-1) + \frac{A_i n(k-1) - B_i n(k)}{g_i(k)} \quad (d_i(0) = \Lambda_i) \end{aligned} \qquad (2.4)$$

де

$$\Lambda_i = -\frac{r_i}{r+\lambda_i},\ \Xi_i = \frac{\lambda_i r_i}{r+\lambda_i} (i = 1,...,6),\ \Lambda_7 = 1 - \sum_{i=1}^{6} \Lambda_i,\ \Xi_7 = -\sum_{i=1}^{6} \Xi_i,$$

$$A_i = \begin{cases} \frac{\Xi_i}{\lambda_i}\left(G_i - \frac{1-G_i}{\Delta\lambda_i}\right), \lambda_i \neq 0 \\ -\frac{1}{2}\Xi_i\Delta, \lambda_i = 0 \end{cases},\ B_i = \begin{cases} \frac{\Xi_i}{\lambda_i}\left(1 - \frac{1-G_i}{\Delta\lambda_i}\right), \lambda_i \neq 0 \\ \frac{1}{2}\Xi_i\Delta, \lambda_i = 0 \end{cases} (i = 1,...,7),$$

$$G_i = \exp(-\lambda_i\Delta),\ \lambda_7 = -r,\ D^{-1} = 1 + \sum_{i-1}^{7} B_i,\ Q = D\sum_{i-1}^{7} A_i.$$

Реалізацію цього алгоритму в програмному варіанті представлено в Додатку А3.

2.1.4.3. Розв’язок рівнянь кінетики реактора в одногруповому наближенні

Для перевірки числових алгоритмів розрахунку реактивності та нейтронного потоку можна використовувати точний аналітичний розв'язок рівнянь кінетики точкового реактора в одногруповому наближенні по нейтронах, що запізнюються:

$$\begin{aligned} \frac{dn}{dt} &= rn + \lambda_1 C_1 \\ \frac{dC_1}{dt} &= -\lambda_1 C_1 + r_1 n \end{aligned}. \qquad (2.5)$$

Застосовуючи перетворення Лапласа до (2.5), отримаємо наступну систему операторних рівнянь:

$$\begin{aligned} (s-r)n^* - \lambda_1 C_1^* &= n_0 \\ (s+\lambda_1)C_1^* - r_1 n^* &= C_1^0 \end{aligned},$$

Виключаючи з цих рівнянь ядра-попередники, отримаємо:

$$n^* = \frac{(s+\lambda_1)n_0 + \lambda_1 C_1^0}{(s-s_1)(s-s_2)},$$

де $s_{1,2} = -\frac{\lambda_1 - r}{2} \pm \sqrt{\frac{(\lambda_1 + r)^2}{4} + r_1\lambda_1}$.

Операція "обернення" призводить до наступного виразу для розрахунку щільності нейтронного потоку:

$$n = \frac{1}{(s_1 - s_2)}\left[n_1 \exp(s_1 t) - n_2 \exp(s_2 t)\right], \qquad (2.6)$$

де $n_{1,2} = (s_{1,2} + \lambda_1)n_0 + \lambda_1 C_1^0$.

2.1.4.4. Алгоритм розрахунку періоду реактора

Однією з характеристик ядерного реактора, що визначає швидкість зміни щільності (кількості) нейтронів в реакторі, є період реактора. За

визначенням період реактора – це час, протягом якого потужність реактора змінюється в ***e*** разів (п.2.4.).

$$T=l / (k_{ef} - 1)$$

де l – час життя нейтронів одного покоління;

k_{ef} – ефективний коефіцієнт розмноження нейтронів.

У практиці експлуатації ядерних реакторів раніше використовували період подвоєння T_2 – час, протягом якого потужність реактора збільшується в два рази: $T_2 = T*ln2$.

Поблизу стану критичності ядерного реактора нейтронний потік змінюється за експоненціальним законом з постійною часу 1/T, таким чином маємо:

$$n= n_0 \exp\left(\frac{t}{\mathrm{T}}\right). \qquad (2.7)$$

Легко побачити, що (2.7) є асимптотичним розв'язком системи рівнянь кінетики реактора (2.1) при $t\to\infty$.

Безпосереднє використання (2.7) дає можливість виконати розрахунок періоду за двома значеннями сигналу, пропорційного потужності ядерного реактора, але такий підхід призводить до значної похибки у визначенні періоду внаслідок флуктуацій сигналу детектора нейтронів. Для оптимального визначення величини періоду реактора було запропоновано використовувати ідеологію адаптивних фільтрів. Також до задачі визначення показника експоненти може бути застосованим метод найменших квадратів з метою опису експериментальних даних вимірювання потужності на заданій часової ділянці зміни потужності реактора. Модель вважається оптимальною, якщо вона задовольняє певним критерієм. Надалі буде прийнято, що модель є оптимальною, якщо її параметри підібрані таким чином, що сума середньоквадратичних відхилень модельних значень $n(t_i)$ $(i=0,...,N-1)$ від зареєстрованих величин $\tilde{n}(t_i)$ є мінімальною:

$\sum_{i=0}^{N-1}(\tilde{n}(t_i)-n(t_i))^2 \to \min$. Застосовуючи цей критерій до (2.7) після деяких перетворень отримаємо:

$$T=\frac{\Delta t \ln 2}{\ln(a/b)} \tag{2.8}$$

де

$$\begin{aligned} a &= \sum_{i=0}^{N-1}\tilde{n}(t_{i-1})\tilde{n}(t_i) \\ b &= \sum_{i=0}^{N-1}\tilde{n}(t_{i-1})\tilde{n}(t_{i-1}) \end{aligned} \tag{2.9}$$

Реалізації алгоритму визначення періоду реактора представлено в Додатку А4.

2.1.4.5. Валідація алгоритмів розрахунку відносної потужності і періоду реактора

Аналітичні розв'язки системи рівнянь (2.1) в шестигруповому наближенні по нейтронам, що запізнюються, можна отримати для стрибкоподібної зміни реактивності, тому для проведення досліджень з валідації моделі використовувалися прототипи цифрового імітатора (ПЦІКР) і аналогового імітатора кінетики реактора (АІКР), а також розв’язок рівнянь (2.1) в одногруповому наближенні (2.6). Для оцінки похибки розрахунку була обраною наступна міра:

$$\sigma=\max_t\left|\frac{y_c(t)-y(t)}{y(t)}\right|,$$

де $y_c(t)$ – розрахункове значення (періоду або щільності нейтронного потоку),

$y(t)$ – значення, отримане або із застосуванням імітаторів, або з використанням загальноприйнятих літературних даних.

Методика перевірки складалася з наступних етапів:

1. Налаштування імітаторів кінетики реактора. При цьому використовувався відомий факт, що між реактивністю і періодом існує

однозначний зв'язок відповідно до рівняння «зворотних годин» (п.2.2). Для проведення перевірки було розроблено комп'ютерний код Period в середовищі Microsoft Windows, що дозволяє архівувати сигнали від АІКР, а також аналізувати дані, представлені в форматі текстових файлів, отримані від ПЦІКР.

2. Оцінка відносної похибки розрахунку нейтронного потоку за схемою (2.6) при заданих значеннях реактивності ±1,0 β, ±0,1 β, -10,0 β. Оцінка в одногруповому наближенні була отримана шляхом порівняння з точним розв'язком з (2.6).
3. Оцінка відносної похибки розрахунку періоду за алгоритмом (2.8-2.9) при значеннях реактивності ±0,5 β, ±0,1 β, -1,0 β в шестигруповому наближенні по нейтронам, що запізнюються. За значеннями, отриманими від ПЦІКР і АІКР, проводився розрахунок величини періоду і розрахункові величини порівнювалися з відомими літературними даними [79].

2.1.4.6. Прототип цифрового імітатора кінетики реактора

ПЦІКР був розробленим в середовищі MatLab 5.3. Блок-схема ПЦІКР представлено на Рис.2.4, а у табл.2.1 наведено опис складових елементів даної блок-схеми.

При створенні ПЦІКР вирішувалися дві задачі:

1. Вибір адекватного алгоритму числового розв'язку кінетичних рівнянь реактора.
2. Порівняння результатів розрахунку ПЦІКР.

Як зазначалося вище, рівняння кінетики реактора є жорсткими. Тому вибір алгоритмів числового інтегрування був обмеженим аналізом тих розрахункових схем, що є стійкими для даного типу рівнянь. Бібліотека MatLab 5.3 надає кілька алгоритмів числового інтегрування диференціальних рівнянь жорсткого типу: ode15s, ode23t, ode23s, ode23tb. В ПЦІКР реалізовано ode23s-метод, заснований на модифікованій однокроковій схемі розрахунку Розенброка другого порядку.

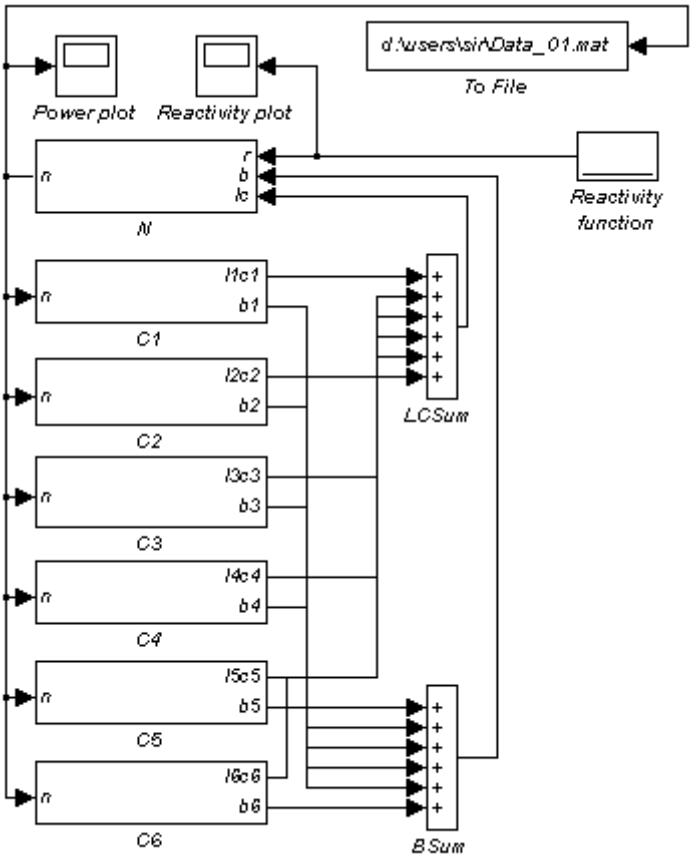


Рис. 2.4. Блок-схема цифрового імітатора кінетики реактора

Таблиця 2.1

Складові елементи ПЦІКР

Назва блоку	Опис
N	Розрахунок щільності нейтронного потоку
C1	Розрахунок щільності попередників 1-ї групи
C2	Розрахунок щільності попередників 2-ї групи
C3	Розрахунок щільності попередників 3-ї групи
C4	Розрахунок щільності попередників 4-ї групи
C5	Розрахунок щільності попередників 5-ї групи
C6	Розрахунок щільності попередників 6-ї групи
LCSum	Сумування добутків $\lambda_i C_i$
Bsum	Сумування β_i
To File	Запис результатів розрахунку в файл
Power plot	Відображення щільності нейтронного потоку в вигляді графіка
Reactivity plot	Відображення зміни реактивності у вигляді графіка
Reactivity function	Введення реактивності в матричному форматі

Значення ПЦІКР, отримані в одногруповому наближенні, порівнювалися з аналітичним рішенням (2.6) для різних величин реактивності і часу дискретизації (табл.2.2). Феноменологічні параметри моделі було обрані наступними: $\tau = 10^{-3}$ с, λ_1=0,0124 с$^{-1}$, β_1=0,00052.

З представлених результатів слідує, що модифікований метод Розенброка забезпечує необхідну точність при числовому інтегруванні рівнянь кінетики реактора.

Валідація ПЦІКР полягала в підборі феноменологичних параметрів точкової моделі ректора (шестигрупове наближення по нейтронах, що запізнюються). Вибір параметрів контролювався на основі визначення періоду ПЦІКР для заданого значення реактивності та шляхом порівнянням з наявними літературними даними. У табл.2.3 представлено результати порівняння при наступних значеннях феноменологичних параметрів ПЦІКР: τ = 10^{-3} с, λ_1= 0,0124 с$^{-1}$, λ_2=0,0305 с$^{-1}$, λ_3= 0,111 с$^{-1}$, λ_4=0,301 с$^{-1}$, λ_5=1,14, λ_6=3,01 с$^{-1}$, β_1=0,00052, β_2=0,00346, β_3=0,00310, β_4=0,00624, β_5=0,00182, β_6=0,00066.

2.1.4.7. Аналоговий імітатор кінетики реактора

АІКР ИКР-3-М призначено для моделювання нейтронної кінетики в області трьох декад зміни потужності реактора. Імітатор дозволяє моделювати зміну потужності реактора при введенні в нього наступних значень реактивності:

ρ = ±0,01 β, ±0,02 β, ±0,05 β, ±0,1 β, ±0,2 β, ±0,5 β, -1 β, -2 β, -5 β, -10 β, -20 β.

АІКР засновано на точковій моделі реактора з шістьма групами нейтронів, що запізнюються (2.1). Для проведення метрологічних повірок аналогових і цифрових реактиметрів даний імітатор проходив процедуру метрологічної атестації.

2.1.4.8. Результати валідації

Результати перевірки алгоритмів розрахунку щільності нейтронного потоку і періоду представлено в Табл.2.2 і Табл.2.3.

Як випливає з результатів валідації представлені алгоритми розрахунку відносної потужності і періоду реактора мають необхідну точність і є стійкими.

На відміну від алгоритму розрахунку періоду, що слабо залежить від величини дискретизації, оскільки період визначається за критерієм мінімізації середньоквадратичного відхилення, алгоритм для розрахунку відносної потужності потребує, щоб дискретизація при великих значеннях реактивності не перевищувала 0,001 с, що дозволить забезпечити точність розрахунків ~ 1%.

Таблиця 2.2

Відносні похибки розрахунку нейтронного потоку в одногруповому наближенні при різних значеннях реактивності ρ і дискретизації Δ.

Реактивність (ρ)	Відносна похибка σ(%)	
	ПЦІКР	Алгоритм (2.4)
Δ=0,1 с		
1β	$3{,}3\ 10^{-3}$	$3{,}5\ 10^{-3}$
0,1β	$3{,}4\ 10^{-4}$	$5{,}1\ 10^{-5}$
-0,1β	$4{,}6\ 10^{-4}$	$5{,}2\ 10^{-5}$
-1β	1,2	$5{,}3\ 10^{-4}$
Δ=0,01 с		
1β	$3{,}3\ 10^{-5}$	$3{,}5\ 10^{-5}$
0,1β	$3{,}4\ 10^{-6}$	$5{,}1\ 10^{-7}$
-0.1β	$4{,}7\ 10^{-6}$	$5{,}2\ 10^{-7}$
-1β	$1{,}2\ 10^{-4}$	$5{,}3\ 10^{-6}$
	Δ=0,001 с	
-10β	$1{,}5\ 10^{-4}$	$5{,}4\ 10^{-7}$

Таблиця 2.3

Відносні похибки розрахунку періоду при різних значеннях реактивності

Реактивність ρ	Період (с)			Відносна похибка σ *(%)*	
	АІКР	ПЦІКР	Дані [79]	АІКР	ПЦІКР
0,5β	-	3,6	3,7	-	2,7
0,1β	64,7	67,8	66,1	2,1	2,5
-0,1β	-120,4	-121,3	-124,8	3,5	2,8
-1β	-46,6	-48,5	-	-	-

Алгоритм розрахунку періоду містить два параметри (розмір часового буфера та відносну похибку відхилення прогнозованої величини від реєстрованої), які були введеними для обмеження впливу на результат розрахунку флуктуаційних компонент вхідного сигналу. Оптимальні значення цих параметрів слід визначати при безпосередній реєстрації сигналів від детекторів АКНП.

2.1.4.9. Алгоритм розрахунку реактивності

Зазвичай при розробці алгоритму розрахунку реактивності використовують рівняння кінетики нейтронів у реакторі в шестигруповому наближенні по нейтронах, що запізнюються (2.1):

Шість груп нейтронів, що запізнюються, обрано з умови найбільш точного опису експоненціального спаду потоку нейтронів після зупинення реактора.

Для зручності моделювання передбачається, що на момент "включення" реактиметра реактор працював деякий час на стаціонарному рівні потужності. Така умова є необхідною для того, щоб встановилася рівноважна концентрація ядер-попередників (C_i) нейтронів, що запізнюються. Для цього достатньо часу, що дорівнює декільком (до 10) періодам напіврозпаду 6-ої групи нейтронів, що запізнюються.

Таким чином, було прийнято наступні припущення:

- У початковий момент часу реактор знаходиться в стаціонарному режимі, тобто. $\rho(0)=0$, $C_i(0)=\frac{r_i}{\lambda_i}n_0$, $n(0)=n_0=\text{Const}$.
- Час дискретизації Δ підібрано таким чином, що при $t\in[(k-1)\Delta,\ k\Delta]$ щільність нейтронного потоку та його зміну можна апроксимувати лінійною функцією (2.3).

Для відомої щільності нейтронного потоку (відносної потужності реактора) концентрацію ядер-попередників *i*-ої групи можна визначити на основі інтегрування відповідних рівнянь системи (2.1):

$$C_i=\frac{r_i}{\lambda_i}n_0\exp(-\lambda_i t)+r_i\int_0^t n(t_1)\exp(-\lambda_i(t-t_1))dt_1. \qquad (2.10)$$

а також у вигляді

$$C_i(t)=\left[\frac{r_i}{\lambda_i}n_0+r_i\int_0^t n(t_1)\exp(\lambda_i t_1)dt_1\right]\exp(-\lambda_i t). \qquad (2.10a)$$

або

$$C_i(t)=\left[C_{i0}+r_i\int_0^t n(t_1)\exp(\lambda_i t_1)dt_1\right]\exp(-\lambda_i t). \qquad (2.10b)$$

У дискретному випадку рівняння (2.10) з урахуванням (2.3) мають вигляд

$$C_i(N)=\frac{r_i}{\lambda_i}n_0q_i^N+\sum_{k=1}^{N}\left(\gamma_i n(k)+\alpha_i n(k-1)\right)q_i^{N-k}, \qquad (2.11)$$

де $N=\frac{t}{\Delta}$, $q_i=\exp(-\lambda_i\Delta)$, $\alpha_i=r_i\left\{\frac{(1-q_i)}{\Delta\lambda_i}-q_i\right\}\lambda_i^{-1}$, $\gamma_i=r_i\left\{1-\frac{(1-q_i)}{\Delta\lambda_i}\right\}\lambda_i^{-1}$.

Обчислення функціональних рядів (2.11) необхідно виконувати із застосуванням рекурентних співвідношень:

$$c_i(k)=\left(q_i c_i(k-1)+\alpha_i\right)\frac{n(k-1)}{n(k)}+\gamma_i \quad (c_i(0)=\frac{r_i}{\lambda_i}), \qquad (2.12)$$

де $c_i(k)=\frac{C_i(k)}{n(k)}$.

Реактивність зручно визначати в одиницях ефективної частки β нейтронів, що запізнюються. У цьому випадку за значеннями реактивності можна визначити наступне:

- якщо ρ > 0,0 – нейтронний потік в реакторі зростає і реактор може знаходитися досить близько до небезпечної для ядерної безпеки умови – критичності на миттєвих нейтронах, коли ρ = 1,0;
- якщо ρ = 0,0 – в реакторі реалізовано стаціонарний нейтронний потік;
- якщо ρ < 0,0 – в початковий момент після введення негативної реактивності нейтронний потік в реакторі спадає, а з часом, що дорівнює ~ 10-ти періодам напіврозпаду найбільш довгоживучої групи нейтронів, що запізнюються, нейтронна потужність реактора стабілізується на рівні, пропорційному потужності внутрішнього джерела нейтронів реактора і обернено пропорційному ступеню підкритичності реактора.

Розрахунок реактивності для відомих значень щільності нейтронного потоку та концентрації попередників проводиться безпосередньо з рівняння балансу миттєвих нейтронів (2.1). Таким чином, отримуємо інверсне (щодо $\rho(t)$) рівняння кінетики нейтронів в реакторі:

$$\frac{\rho(t)}{\beta} = 1 + \frac{l}{n\beta}\left[\frac{dn}{dt} - \sum_{i=1}^{6}\lambda_i C_i - S\right] \qquad (2.13a)$$

У дискретному випадку отримаємо

$$\frac{\rho(k)}{\beta} = 1 + l\frac{\left((1 - \frac{n(k-1)}{n(k)}\right) - \Delta\sum_{i=1}^{6}\lambda_i c_i}{\Delta\beta} \qquad (2.13b)$$

В аналогових реактиметрах використовують наступне рівняння для реактивності [21], що може бути отриманим з рівнянь кінетики нейтронів в реакторі (2.1):

$$\frac{\rho(t)}{\beta} = \frac{l}{n\beta}\left[\frac{dn}{dt} + \sum_{i=1}^{6}\frac{dC_i}{dt} - S\right] \qquad (2.13c)$$

2.1.4.10. Ядра-попередники нейтронів, що запізнюються

Управління нейтронним потоком в реакторі можливо завдяки наявності нейтронів, що запізнюються. І хоч їх кількість в реакторі на теплових нейтронах є незначною (менше ~ 1 %), вони вносять визначальний внесок у величину середнього часу життя всіх нейтронів протягом визначеного часового проміжку, що і визначає швидкість процесу розмноження нейтронів. Без урахування нейтронів, що запізнюються, середній час життя нейтронів одного покоління становить від 10^{-3} с для теплових реакторів до 10^{-8} с для швидких реакторів. З урахуванням запізнілих нейтронів середній час життя нейтронів наприклад, для ^{235}U, становить близько 0,1 с.

Розглянемо поведінку реакторної системи без урахування і з урахуванням нейтронів що запізнюються. Щільність потоку нейтронів в реакторі змінюється за експоненціальним законом (2.7):

$$n(t) = n_0 \exp\left(\frac{k_{ef} - 1}{\ell} t\right)$$

Так, наприклад, для k_{ef} = 1,003 і ℓ= 10^{-3} с за одну секунду щільність нейтронів (потужність реактора) збільшиться в 20 разів. Технічно реалізувати управління таким реактором є дуже проблематичним.

Але з урахуванням нейтронів, що запізнюються (ℓ= 0,1 с), за одну секунду щільність потоку нейтронів (потужність реактора) збільшиться в 1,03 рази. У цьому випадку управління потоком нейтронів (потужністю) може бути технічно реалізованим.

У рівняннях кінетики нейтронів в реакторі (2.1) використовується ефективна частка запізнілих нейтронів β. Існує відмінність частки запізнілих нейтронів від ефективної частки запізнілих нейтронів. Ефективна частка запізнілих нейтронів зазвичай представляється у вигляді добутку γ·β, де β – частка запізнілих нейтронів, а γ – середня

ефективність (цінність) нейтронів, що запізнюються, в порівнянні з миттєвими нейтронами.

Ефективність γ визначає відносний внесок у розподіл миттєвих нейтронів і нейтронів, що запізнюються. Залежно від типу ядерного палива і складу відбивача γ може змінюватися в межах від 0,3 до 1,5. Це є наслідком того, що нейтрони, які запізнюються, утворюються з енергіями, меншими від енергії миттєвих нейтронів. Тому перерізи взаємодії та ймовірність витоку з реактора для нейтронів, що запізнюються, відрізняються від відповідних величин для миттєвих нейтронів. Так, наприклад, для теплових реакторів з паливом ^{235}U величина γ є більшою від 1,0 і може досягати значення 1,10.

Якщо $\gamma > 1{,}01$, то необхідно вводити відповідні поправки в значення β_i. Для прецизійних досліджень маємо також враховувати і відмінності в значеннях ефективності γ_i для різних груп нейтронів, що запізнюються. Далі будемо приймати, що $\beta_i = \gamma_i \cdot \beta_i$.

В табл.2.4 наведено характеристики нейтронів, що запізнюються, внаслідок поділу деяких ізотопів [79], які використано при проведенні розрахунків.

У ядерному реакторі в результаті процесу поділу йде постійна зміна нуклідного складу паливної матриці. Суттєву роль грає напрацювання і розподіл ізотопу плутонію ^{239}Pu. Частка поділів, що припадає на цей нуклід, для теплового реактора з низьким збагаченням ^{235}U може досягати декількох десятків відсотків, а при великих вигораннях палива кількість поділів на плутоній навіть перевищує кількість поділів на урані. Тому в ході роботи реактора необхідно враховувати ці процеси і вносити відповідні зміни в параметри (β_i , λ_i) кінетичного рівняння нейтронів в реакторі.

Таблиця 2.4

Характеристики нейтронів, що запізнюються (ЗН) при поділі ядер тепловими нейтронами

Номер групи	Період напіврозпаду $T_{½}$, с	Абсолютний вихід ЗН на акт поділу β_i, %	Частка ЗН по відношенню до загального числа нейтронів поділу β, %
	^{235}U		
1	55,72	0,052	0,021
2	22,72	0,346	0,142
3	6,22	0,310	0,127
4	2,3	0,624	0,257
5	0,61	0,182	0,075
6	0,23	0,066	0,027
	^{239}Pu		
1	54,28	0,021	0,007
2	23,04	0,182	0,063
3	5,60	0,129	0,045
4	2,13	0,199	0,069
5	0,618	0,052	0,018
6	0,257	0,027	0,009

Значення ефективної частки і постійної розпаду запізнілих нейтронів суміші палив ($^{235}U + ^{239}Pu$) можуть бути визначеними з наступного співвідношення:

$$w_i\ (суміш\ ізотопів) = \alpha\ w_i(^{235}U) + (1 - \alpha)\ w_i\ (^{239}Pu) \qquad (2.14)$$

де α – частка поділів на ^{235}U.

У деяких випадках необхідно враховувати і вплив поділу швидкими нейтронами ізотопу ^{238}U, на частку якого в тепловому реакторі може приходити кілька відсотків від загальної кількості поділів.

Також необхідно враховувати і поділ швидкими нейтронами ^{235}U, особливо для дослідницьких реакторів, в яких використовується високозбагачене паливо (10 - 90% по ^{235}U). У цьому випадку формула

(2.14) прийме відповідний вид, в якому число доданків буде дорівнювати числу нуклідів, внесок яких у загальне число поділів є суттєвим.

Необхідність урахування впливу зміни ізотопного складу палива встановлюється після аналізу нейтронно-фізичних розрахунків реактора, в якому визначається, в тому числі, і зміна ізотопного складу палива протягом паливної кампанії реактора.

2.1.4.11. Врахування фотонейтронів

У реакторі ВВР-М ІЯД НАН України для формування нейтронних полів в активній зоні застосовується ^{9}Be-берилієвий відбивач. Тому в рівняннях кінетики реактора необхідно враховувати процес утворення фотонейтронів (народження нейтронів під дією γ-квантів). Фотонейтронний поріг (мінімальна енергія фотона, за якої можливою є реакція ^{9}Be (γ, n) ^{8}Be, для ^{9}Be становить 1,67 МеВ. Таким чином, діапазон енергії γ-квантів, що зумовлюють реакцію ^{9}Be (γ, n), є значним, оскільки спектр γ-випромінювання працюючого реактора сягає енергії понад 7 МеВ, а спектр γ-випромінювання, сформований після зупинення реактора – до 5 – 6 МеВ.

Основними процесами утворення фотонейтронів є такі:

- внаслідок практично миттєвого γ-випромінювання, що супроводжує процес поділу;
- народження відтермінованих у часі запізнілих фотонейтронів (ЗФН) (зумовлено γ-випромінюванням, що супроводжує β-розпад продуктів поділу урану або іншого паливного нукліда).

Під час роботи реактора на постійному рівні потужності внесок ЗН і ЗФН у нейтронний потік є незначним (меншим від 1 %), але після зупинення реактора стає визначальним, і обов'язково враховується при визначенні величини реактивності [55, 79].

Нижче в табл.2.5 наведено параметри ЗФН реакції ^{9}Be (γ, n), зумовленої γ-квантами продуктів поділу ^{235}U.

Для багатьох практичних завдань, пов'язаних з експлуатацією дослідницького реактора ВВР-М, всі групи ЗФН, періоди яких є більшими за 1000 с, можуть бути апроксимованими постійним членом джерел ЗФН. У цьому випадку число груп ЗФН може бути зведене лише до трьох або чотирьох ефективних груп.

Також як і у випадку з ЗН, необхідно враховувати й ефективність ЗФН по відношенню як до ЗН, так і до миттєвих нейтронів поділу. З огляду на те, що берилій в реакторі ВВР-М є відбивачем, можна припустити, що ефективність ЗФН буде меншою від ефективності і миттєвих нейтронів, і ЗН. Причиною цього є велика ймовірність зазнати витік нейтронам, народженим у відбивачі, ніж нейтронам, народженим в активній зоні.

Таблиця 2.5

Характеристики запізнілих фотонейтронний реакції ^{9}Be (γ, n) ^{8}Be, зумовлених γ-квантами з продуктів поділу ^{235}U

Номер групи	Період напіврозпаду $T_{1/2}$, с	Постійна часу λ_j , $с^{-1}$	Частка ЗФН по відношенню до загального числа нейтронів поділу β_j x 10^3 %
1	12,8 доби	6,2676E-07	0,057
2	77,7 годин	2,4780E-06	0,038
3	12,1 годин	1,5912E-05	0,260
4	3,11 годин	6,1910E-05	3,20
5	43,2 хв.	2,6742E-04	0,36
6	15,5 хв.	7,4532E-04	3,68
7	3,2 хв.	3,6101E-03	1,85
8	1,3 хв.	8,8865E-03	3,66
9	0,51 хв.	2,2652E-02	2,07

Таким чином, для коректного визначення реактивності необхідно вирішити інверсне рівняння кінетики нейтронів в реакторі (2.1) в ідеальному випадку з 15-ма групами запізнілих нейтронів:

- 6 груп ЗН продуктів поділу ^{235}U;

- 9 груп ЗФН реакції $^{9}Be(\gamma, n)$.

Необхідність врахування як всіх груп ЗФН, так і різної ефективності γ_i кожної групи повинна бути визначеною після розрахунку нейтронно-фізичних характеристик активної зони ВВР-М, а також в результаті проведення макетних досліджень на математичних моделях імітатора кінетики реактора і реактиметра.

Результати визначення реактивності з та без урахування деяких груп ЗФН наведено у Додатку А5.

Представлений алгоритм розрахунку реактивності реактора отримано з використанням кінетики нейтронів для точкової моделі реактора. Для "малих" реакторів це припущення не призводить до істотних похибок у визначенні реактивності. Для "великих" енергетичних реакторів таке припущення вимагає додаткового обґрунтування. Похибки при застосуванні точкової моделі реактора стають значними, коли детектор нейтронів розташований досить близько до активної зони в порівнянні з її геометричними розмірами (іншими словами, детектор не може бачити активну зону як "точку").

Найбільш поширеним методом для зменшення впливу точкового наближення на результати визначення реактивності є метод подавання на вхід реактиметра сумарного сигналу від кількох детекторів нейтронів, розташованих навколо активної зони [24]. Саме тому реалізацію каналів контролю реактивності в АРКУЗ ВВР-М доцільно виконати комбіновано:

- поканальна реактивність – для кожного з трьох каналів контролю нейтронного потоку;

- інтегральна (глобальна) реактивність – за сумою сигналів всіх детекторів контролю нейтронного потоку.

Для аналогової реалізації алгоритму розрахунку реактивності повинна бути обов'язково передбачена можливість коригування параметрів запізнілих нейтронів β_i, λ_i.

2.2. Що необхідно визначати: період або реактивність реактора?

Впровадження сучасних систем нейтронного контролю на АЕС забезпечує більш надійний контроль параметрів безпеки реактора. Незважаючи на те, що відповідно до вимог нормативних документів [146, 147] сучасні АКНП дозволяють контролювати такі параметри безпеки як реактивність і швидкість її введення, їх не включено в проект реакторної установки, при цьому чинною є лише вимога контролю тільки періоду реактора. Розглянемо обмеження такого підходу.

До найбільш небезпечних наслідків при експлуатації АЕС можуть призводити так звані реактивністні аварії, пов'язані зі швидким і/або неконтрольованим введенням позитивної реактивності. Як наслідок, можна очікувати на швидке зростання потужності реактора. Контроль нейтронного потоку і динаміки його зміни відносяться до найважливіших завдань убезпечення експлуатації ядерного реактора, що знайшло відображення і в нормативних документах. Так, наприклад, у відповідності з п. 3.3.1 [147]: «*У склад РУ входять інформаційні, керівні, механічні та електромеханічні системи, які в сукупності утворюють систему управління і захисту (СУЗ), що призначена для:*

управління реактивністю і потужністю РУ;

контролю густини нейтронного потоку, швидкості її зміни, технологічних параметрів, необхідних для захисту і управління реактивністю та потужністю РУ;

переведення активної зони реактора в підкритичний стан і підтримання її в цьому стані».

Розглянемо, як реалізуються вимоги нормативних документів у системах контролю нейтронної потужності і швидкості її зміни на ВВЕР.

2.2.1. Швидкість зміни щільності потоку нейтронів

Зазвичай при роботі ядерного реактора визначають не саму швидкість зміни щільності потоку нейтронів (ЩПН), а такі параметри, як

період реактора і його реактивність. Розглянемо особливості визначення цих параметрів у фізиці ядерних реакторів.

2.2.1.1. Реактивність ядерного реактора

Швидкість зміни ЩПН у критичному реакторі (без зовнішнього джерела нейтронів) є наслідком відхилення від одиниці ефективного коефіцієнта розмноження нейтронів $k_{еф}$ в ту або іншу сторону. Відхилення $k_{еф}$ від значення, що дорівнює 1, може бути зумовленим зміною матеріального складу і/або параметрів активної зони реактора (введення-виведення палива та/або поглиначів; варіації температури та/або густини матеріалів активної зони тощо), зміною властивостей відбивача та іншими причинами. Відносне відхилення $k_{еф}$ від стаціонарного значення, для якого $k_{еф}$ зазвичай дорівнює одиниці, називається реактивністю:

$$\rho(t) = \frac{k_{эф} - 1}{k_{эф}} \tag{2.15}$$

У більш загальному вигляді реактивність визначається як відносна зміна ефективного коефіцієнта розмноження нейтронів для двох станів активної зони, що характеризується $k_{еф}$, рівними k_0 і k_1 відповідно:

$$\rho(t) = \frac{k_1 - k_0}{k_1 k_0} \tag{2.15а}$$

Зміну ЩПН, зумовлену зміною реактивності, можна визначити з рівнянь кінетики точкової моделі реактора, що має вигляд (2.1) [79].

Система рівнянь (2.1) дозволяє отримати аналітичне рішення для деяких видів зміни $k_{еф}$. Так, наприклад, для стрибкоподібної зміни $k_{еф}$

загальне рішення для нейтронного потоку *n(t)* може бути отриманим у наступному вигляді [31, 79]:

$$n(t) = \sum_{j=1}^{7} N_j \exp(\omega_j t), \tag{2.16}$$

де ω_j – корені характеристичного рівняння:

$$\omega_j = \frac{\Delta k}{l} - \frac{\omega_j k}{l} \sum_{i=1}^{6} \frac{\beta_i}{\omega_j + \lambda_i}, \tag{2.17}$$

а коефіцієнти N_j визначають з рівнянь

$$N_j = \frac{l + \sum_{i=1}^{6} \frac{\beta_i}{\omega_j + \lambda_i}}{l + k \sum_{i=1}^{6} \frac{\beta_i \lambda_i}{(\omega_j + \lambda_i)^2}} \tag{2.18}$$

З (2.17) можна отримати відоме рівняння «зворотних годин», що встановлює зв'язок між реактивністю та періодом реактора [79]:

$$\rho = \frac{l}{kT_j} + \sum_{i=1}^{6} \frac{\beta_i}{1 + \lambda_i T_j} \tag{2.19}$$

де $T_j = \omega_j^{-1}$.

Рівняння «зворотних годин» має велике практичне значення: воно дозволяє отримати однозначну відповідність між введеною реактивністю і періодом реактора.

Для підкритичного реактора ($k_{еф}$ <1) – усі сім коренів рівняння (2.19) – негативні величини. Для надкритичного реактора ($k_{еф}$ > 1) сталий (асимптотичний) період є позитивним, інші шість значень залишаються негативними величинами. Оскільки відповідно до рівняння (2.16) ЩПН

визначається як суперпозиція експонент для семи періодів, то можна зробити висновок, що після стрибка реактивності:

- для підкритичного реактора ЩПН буде падати по експоненті з показником, що відповідає періоду (постійній часу) найбільш довгоіснуючої групи запізнілих нейтронів;
- для надкритичного реактора ЩПН буде зростати по експоненті з показником, рівним асимптотичному періоду реактора.

2.2.1.2. Період реактора

Відповідно до рівняння (2.16) можна визначити, що період реактора – це час, протягом якого потужність реактора змінюється в *«e»* разів. Таким чином, можна зробити висновок, що у випадку реакторів, для яких справедливими є рівняння (2.1), реактивність і період реактора мають один знак, то ж з часом зв'язок між реактивністю і сталим періодом визначається однозначно [31, 79].

2.2.1.3. Визначення періоду реактора

Чому ж і до теперішнього часу в експлуатаційній практиці в основному контролюють період реактора? На практиці зазвичай вирішується не пряма задача: визначити, як змінюється нейтронний потік внаслідок зміни реактивності системи (рівняння (2.1)), а зворотня задача: визначити реактивність внаслідок зміни нейтронного потоку, зумовленого такою зміною реактивності. Тоді для отримання розв'язку такої зворотної задачі необхідно вирішити зворотне рівняння кінетики реактора (ЗРКР) – рівняння, «обернене» (щодо ρ) до системи рівнянь кінетики реактора (2.1), до якої в загальному випадку входить сім диференціальних рівнянь. Для вирішення ЗРКР необхідними є «значні» обчислювальні потужності. На ранньому етапі розвитку ядерного приладобудування така вимога була занадто складною для реалізації при роботі ядерного енергоблоку. Подібні завдання вирішувалися на основі складних аналогових, а пізніше і цифрових реактиметрів. У той же час період реактора можна було легко розрахувати на підставі значень зміни

потужності протягом заданого часу. Для зручності у використанні були розрахованими заздалегідь залежності між асимптотичним періодом реактора і реактивністю для різних ізотопів і часів життя миттєвих нейтронів [79]. Така практика була реалізованою при роботі ядерних енергоблоків протягом тривалого часу, ось чому період реактора використовується більш широко в експлуатаційній практиці з тих пір і до теперішніх часів. Однак необхідно пам'ятати умови, за яких встановлено однозначну відповідність між реактивністю і асимптотичним значенням періоду реактора, а саме це умова, коли нейтронну поведінку реактора можна описати системою рівнянь (2.1). У загальному випадку це є справедливим лише для реактора без зворотних зв'язків, а якщо мова йде про енергетичний ядерний реактор, для його мінімально контрольованих рівнів (МКР) потужності.

В той же час для енергетичного реактора зі зворотними зв'язками не можна говорити про асимптотичний період відповідно до рівняння (2.19), оскільки такий період ніколи не може бути сталим, і тому не може бути встановленим однозначний зв'язок між періодом реактора і величиною введеної реактивності. Тому, як наслідок – досить важко визначити ступінь небезпеки ядерного реактора внаслідок лише зміни величини $k_{еф}$. Проте, поняття періоду реактора продовжує широко використовуватися в нормативних і проектних документах як показник небезпечної швидкості зміни ЩПН для енергетичного ядерного реактора. В енергетичному реакторі знак під експонентою у виразі для періоду буде відповідати знаку введеної реактивності тільки на початковій стадії зміни реактивності за умови, що період визначається з малою інерційністю. Якщо ж інерційність вимірювання реактивності є порівняною з постійними часу дії зворотних зв'язків, то в цьому випадку «небезпечне значення» періоду буде визначеним із затримкою, або взагалі не визначеним правильно та вчасно.

2.2.1.4. Контроль періоду реактора в системах контролю

На практиці для застосування в технологічному управлінні реактором та з метою мінімізації або недопущення формування хибних сигналів захистів по періоду реактора мають бути обґрунтованими та заданими додаткові параметри, а саме: час розрахунку, інерційність, точність обчислення та інші. Для контролю нейтронної потужності та швидкості її зміни на АЕС України використовуються системи різних поколінь апаратури контролю нейтронного потоку (п.2.1). У ранніх системах АКНП-3 і АКНП-07 використовувалася аналогова техніка для проведення обчислень. У сучасних системах АКНП-І і АКНП-ІФ застосовується цифрове моделювання для розрахунку періоду і формування сигналів захистів і блокувань за рівнем потужності і періодом реактора, а також для визначення значень реактивності.

Що стосується інерційності і похибки обчислень, то вимоги до них визначено в проектних документах [154]: інерційність – 0,5 Т, де Т – вимірюваний період; похибка – 10 % при вимірюванні періоду в діапазоні потужностей (1 - 120) % $N_{ном}$.

Період реактора може змінюватися досить у широкому діапазоні від менш ніж 1 с і до понад 1000 с. Тому для задоволення вимог проектних документів [154] інерційність каналу контролю періоду повинна залежати від значення періоду, що визначається. Так, наприклад, в [121] зазначено, що «Відповідно до вимог проектної документації на АКНП-7-02 постійна часу вимірювання періоду розгону реактора не повинна перевищувати половини значення вимірюваного періоду в діапазоні від 1 % до 120 % $N_{ном}$. За інформацією від розробника даної апаратури (ЗАТ «СНИИП-СИСТЕМАТОМ») мінімальна величина постійної часу вимірювання періоду дорівнює 3 с при значеннях періоду, менших за 20 с».

Нагадаємо, що інерційність вимірювання визначається як час між ступінчастою зміною значення величини на вході вимірювального каналу

і моментом досягнення цього ж значення на виході вимірювального каналу. Постійна часу вимірювання – це час, протягом якого на виході вимірювального каналу досягається рівень, що відповідає певному рівню вхідного сигналу, зазвичай 63,2 %. Часто ці поняття не розрізняють. Також очевидно, що постійна часу є завжди меншою, ніж інерційність.

У той же час можна відзначити, що для АКНП «старого» покоління (АКНП-З і АКНП-07) в документації з проведення перевірки працездатності вимірювального каналу за визначенням періоду при подачі на вхід каналу тестового сигналу з періодом Т наказано провести порівняння тестового значення періоду з заздалегідь визначеним через час, що дорівнює 1,5 величинам самого періоду.

Для оцінки точнісних характеристик каналу визначення періоду можна навести дані (рис.2.5) з визначення періоду, отриманими під час паралельної роботи АКНП-З і АКНП-І на одному з блоків з ВВЕР-1000.

Як видно, потужність «різними» АКНП вимірюється практично однаково у всьому динамічному діапазоні контролю потужності, а ось числові значення періоду в АКНП-З відрізняються (більше) в 1,5 - 2 рази як від значень, визначених в АКНП-І, так і від значень періоду, визначених аналітично за значеннями потужності в АКНП-З. Потрібно додаткове підтвердження того, що АКНП старого покоління задовольняють вимогам проектних документів з контролю за періодом реактора. Можна також підтвердити, що сучасні засоби визначення параметрів реактора, дозволяють більш надійно контролювати поведінку реактора в динамічних режимах.

Визначимо діапазон зміни потужності реактора, в якому згідно проектних вимог в АКНП може бути сформованим сигнал аварійного захисту по періоду – АЗТ.

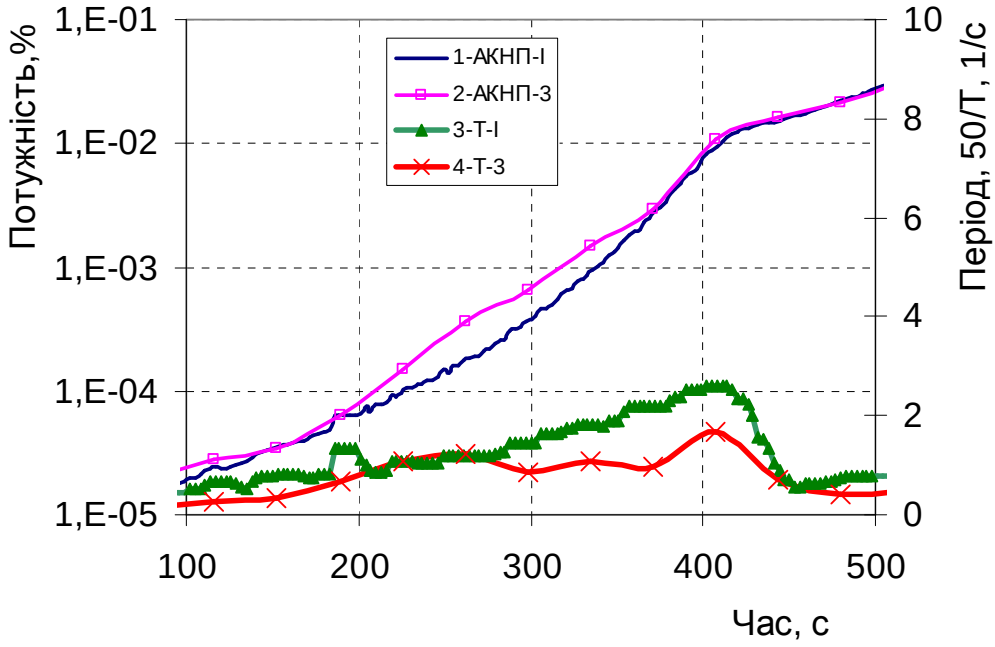


Рис. 2.5. Зміна потужності і періоду реактора при зростанні потужності:
1 – потужність по АКНП-І; *2* – потужність по АКНП-3;
3 – період по АКНП-І; *4* – період по АКНП-3.

Відповідно до нормативних вимог п. 3.3.17 [147]: «*Кожний комплект апаратури аварійного захисту проектується таким чином, щоб у всьому діапазоні зміни густини нейтронного потоку від 1,0Е-7 до 120 % номінальної забезпечувався захист не менш як трьома незалежними каналами:*

за рівнем густини нейтронного потоку;

за періодом зміни густини нейтронного потоку».

Так, при збільшенні потужності з періодом Т=10 с (необхідна інерційність відповідно 5 с) мінімальна потужність, при якій ще може бути сформованим сигнал АЗТ до досягнення верхньої межі діапазону контролю нейтронної потужності 120 % $N_{ном}$ (тобто поки АКНП ще працює) відповідає ~ 73 % $N_{ном}$.

Таким чином, при реалізації запропонованих проектних вимог до каналу контролю періоду сигнал АЗТ при досягненні періоду Т=10 с не буде формуватися при потужності понад 73 % $N_{ном}$, що не відповідає чинним вимогам [147].

Визначимо параметри (час, рівні потужності) формування АЗТ в АКНП-І, беручи до уваги, що формування цього сигналу відбувається за наступних умов [86]:

- для АЗ (аварійний захист) Т < 10 с і отримано підтвердження зростання потужності на 5% в енергетичному діапазоні;
- для ПЗ-1 (попереджувальний захист 1-го роду) Т < 20 с і отримано підтвердження зростання потужності на 5% в енергетичному діапазоні.

Реалізація в алгоритмі формування сигналу АЗТ за принципом «збігів» названих сигналів не відповідає вимогам п. 3.3.27 [147], а також п. 2.3.23 [146], відповідно до яких розроблялася АКНП-І. Зокрема, в п. 3.3.27 [147] говориться: «*У проекті наводиться, а в ЗАБ обґрунтовується перелік вихідних подій, при яких вимагається спрацювання АЗ. Спрацювання АЗ відбувається, як мінімум, у таких випадках:*

досягнення уставок АЗ за густиною нейтронного потоку;

досягнення уставок АЗ за періодом зростання густини нейтронного потоку (або реактивності); . . .»

При формуванні сигналу захисту реактора повинна працювати логіка «АБО», тобто при виконанні будь-якої умови з переліку. Додаткове підтвердження зростання потужності включає логіку «І» або збіг сигналів «періоду і «величини зміни потужності», що не передбачено [146, 147], а також не вказано в документах проекту [123]. Тому алгоритм формування уставки по періоду в АКНП-І необхідно привести у відповідність до вимог [147], а саме: виключити умову підтвердження зростання потужності (на 5 %). Цю умову можна замінити тимчасовою затримкою, яка залежить від рівня потужності і значення періоду, як це і реалізовано, наприклад, в алгоритмі формування сигналу АЗТ в АКНП-07-02 [82].

Для АКНП-07-02 розрахункові значення часу затримки при формуванні сигналу АЗТ після досягнення уставки Т=10 с і сигналу ПЗ-1 після досягнення уставки Т =20 с відповідно до [82] наведено в табл. 2.6.

Таблиця 2.6

Часова затримка на формування сигналу Т <20 с і Т <10 с в залежності від рівня потужності

Потужність, %	Т = 20 с	Т = 10 с
100	1,00	0,25
75	1,32	0,34
50	1,95	0,50
25	3,73	0,97
10	8,27	2,28
1	36,23	12,70

Можна визначити, що умови формування сигналу АЗТ в АКНП-07 за часом затримки майже в 2 рази є меншими, ніж для АКНП-І (час досягнення умови підтвердження 5% зростання потужності). Нижче буде показано, що умова підтвердження 5% зростання потужності взагалі не є «фізичною» для енергетичного ядерного реактора і не дозволяє сформувати сигнал АЗТ для режимів зі швидким введенням позитивної реактивності.

Беручи до уваги, що формування аварійного захисту за рівнем потужності (АЗР) реалізовано в АКНП-І при досягненні ~107 % від поточного рівня, а також не включаючи до алгоритму формування АЗТ умови підтвердження 5 % зростання потужності, отримаємо таблицю часу досягнення уставок по формуванню сигналів АЗТ і АЗР в залежності від рівня потужності в діапазоні 1 – 102 % $N_{ном}$ (табл. 2.7).

Таблиця 2.7

Формування сигналів АЗТ і АЗР при періоді 10 с

Початкова потужність, %	1	24	25	74	75	89	90	100	102
Інерційність визначення періоду, с	1,6	1,6	1,2	1,2	0,8	0,8	0,4	0,4	0,4
Час досягнення уставки 107 %	0,68	0,68	0,68	0,68	0,68	0,68	0,68	0,68	0,48
Потужність при формуванні сигналу АЗ, %	1,07	25,68	26,75	79,18	80,25	95,23	96,30	107,00	107,00
Потужність, при який визначено період, % (N_1)	1,17	28,16	28,19	83,43	81,25	96,41	93,67	104,08	106,16
Уставка по періоду сформується пізніше на, с	0,92	0,92	0,52	0,52	0,12	0,12	-0,28	-0,28	-0,08

Як бачимо, в логіці алгоритму розрахунку періоду закладено зменшення інерційності (часового буфера розрахунку) при зменшенні розрахункового періоду і збільшенні потужності. Отже, для довільного сценарію зростання потужності при досягненні рівня потужності, більшого за 90 % $N_{ном}$ і періоду, меншого за 10 с але більшого за 5,5 с захист за періодом буде сформовано раніше, ніж захист по потужності. У всьому діапазоні зміни потужності забезпечується проектна послідовність в досягненні і формуванні уставок по періоду ПЗ-2, ПЗ-1 і АЗ.

Відповідно до табл. 2.7 в залежності від рівня потужності може бути обґрунтованою обрана величина часової затримки, що має бути введеною до алгоритму формування сигналу АЗТ замість умови підтвердження зростання потужності на 5% незалежно від рівня потужності.

Визначена таким чином інерційність розрахунку періоду в АКНП-І, а також реалізація обґрунтованої часової затримки при формуванні сигналу АЗТ забезпечить працездатність (формування сигналу АЗТ і

АЗР) у всьому діапазоні контролю потужності відповідно до п. 3.3.17 [147].

Тому при використанні в алгоритмі визначення періоду «постійної» часу розрахунку в 2 ÷ 3 с, як це реалізовано в АКНП-07 і АКНП-3, або рекомендованих 5 с [121], формування сигналу АЗТ може мати місце тільки після формування сигналу АЗР, або після досягнення сигналу кінця діапазону (а саме його ніколи не буде). Винятки можуть мати місце тільки для режиму роботи на МКР або в разі, якщо оператор «помилково» не встановив в АКНП відповідно до регламенту уставки АРМ, ПЗ-1 і АЗ на рівнях 102, 104 і 107 %, відповідно, від заданого рівня потужності.

2.2.1.5. Контроль періоду реактора в перехідних режимах роботи

Для перехідних режимів роботи реактора з «сильними» зворотними зв'язками не може бути встановленою однозначна відповідність між введеною реактивністю і спостережуваним періодом реактора. Більш того, буде спостерігатися протиріччя, а саме знак введеної реактивності і спостережуваного періоду реактора можуть бути (і будуть) протилежними. При введенні негативної реактивності буде спостерігатися "позитивний" період, і, навпаки, при введеної позитивної реактивності – "негативний" період (Рис. 2.7). Час, протягом якого досягаються можливі протилежні значення реактивності і періоду, залежить від величини введеної реактивності, а також від коефіцієнтів і постійних часу дії зворотних зв'язків.

Отже, «миттєвий» період у перехідному режимі роботи реактора зі зворотними зв'язками показує знак відповідності з введеною реактивністю тільки в початковий момент збурення, коли можна знехтувати дією зворотних зв'язків. Після завершення збурення (або зменшення її величини), зміна значень періоду свідчить про ефективність дії зворотних зв'язків (і залежить від їх величин і постійних часу), і, отже, не може бути мірою небезпеки швидкості наростання ЩПН.

Тому найбільш виправданою та обґрунтованою мірою небезпеки швидкості зміни ЩПН в енергетичному реакторі є саме реактивність і швидкість її зміни. Нормативні вимоги, в яких вимагається обов'язковий контроль реактивності і швидкості її зміни, були присутніми як у попередніх НТД [146], відповідно до яких розроблялася АКНП-І, так і є введеними в НТД 2008 р [147].

Після впровадження на ВВЕР-1000 АЕС України сучасної АКНП-І були випадки досягнення уставок і формування АЗТ при спрацьовуванні прискореного попереджувального захисту реактора в другій половині паливної кампанії. Аналізу причин формування АЗТ в режимі ППЗ присвячено ряд досліджень [29, 54, 151, 180]. Незважаючи на те, що було зафіксовано відхилення від вимог проектних документів, наприклад за швидкістю набору потужності після 50 % $N_{ном}$ та по зміні температури палива, провідні організації з проектування і супроводу експлуатації ВВЕР РНЦ КИ, ВНИИАЭС і ОКБ «Гидропресс» підтверджують, що режим ППЗ є проектним і відповідає вимогам проектних документів. Разом з тим, після аналізу подій зі спрацьовуванням АЗТ в режимах з ППЗ на ВВЕР-1000 російський «Концерн Росенергоатом» ініціював додаткові дослідження з обґрунтування безпеки режиму ППЗ [113, 173].

В роботі [180] представлено матеріали, покладені в основу прийняття технічного рішення (ТР) НАЕК «Енергоатом» [119] з метою виключення необґрунтованого формування сигналу АЗТ в режимі ППЗ. До технічної експертизи [124] висловлені зауваження на деякі положення документів з обґрунтування ТР [119], зокрема:

- в розрахунковій моделі швидкість зростання потужності в режимі ППЗ на ~ 40 % є більшою, ніж зафіксовано АКНП-І;
- не обґрунтовано передумови щодо вагових коефіцієнтів верхньої і нижньої ІК у вимірювальному каналі АКНП-І;
- не обґрунтовано передумови для включення до алгоритму формування АЗТ умови підтвердження зростання потужності на 5 %.

Можливо ці «допущення» і призвели до отримання протиріч з вимогами проектних документів з обґрунтування режимів роботи реакторної установки, за яких мале місце спрацьовування АЗТ [123].

Для підтвердження коректності алгоритму розрахунку і формування сигналу захисту по періоду відповідно до ТР [119] на Запорізькій АЕС було проведено випробування в режимі ППЗ в кінці паливної кампанії. Було підтверджено, що збільшення часового буфера розрахунку періоду до 4,0 с в діапазоні потужності $25 – 75\ \%\ N_{ном}$ забезпечує проходження режиму роботи ППЗ без формування АЗ. Для такого випробування формування сигналу АЗ не відбувається й у випадку застосування часового буфера розрахунку періоду, що дорівнює 2,0 с, навіть без накладання умови підтвердження зростання потужності на 5 % (рис. 2.6).

Розглянемо, який вплив на формування захистів і блокувань в режимах з швидким введенням реактивності має, наприклад, викид ОР СУЗ у разі реалізації ТР [119]. Для демонстрації цього скористаємося результатами моделювання на основі точкової моделі реактора, що враховує зворотні зв'язки по температурі палива і теплоносія [29, 121]. Можливість застосування простих (не тривимірних) моделей реактора підтверджено тим, що вони дозволяють коректно описати більшість перехідних режимів роботи реакторної установки, зокрема коректно описують режими з ППЗ [29, 121]. Слід зазначити, що системи контролю потужності, періоду і реактивності реактора також використовують для розрахунків точкове наближення реактора.

У моделі розглянуто зміну нейтронної потужності реактора і формування сигналів захисту при введенні позитивної реактивності (викид «важкого» ОР СУЗ з ефективністю від 0,1 до 0,35 $\beta_{еф}$) для початку паливної компанії. Початок паливної кампанії характеризується тим, що коефіцієнти реактивності реактора є найменшими за абсолютною величиною, а отже, зворотні зв'язки по температурі палива і теплоносія

впливають на зростання потужності найменшою мірою. Період реактора визначимо за алгоритмом АКНП-І. Дослідимо як величина часового буфера, на якому розраховується період, впливає на формування сигналу АЗТ.

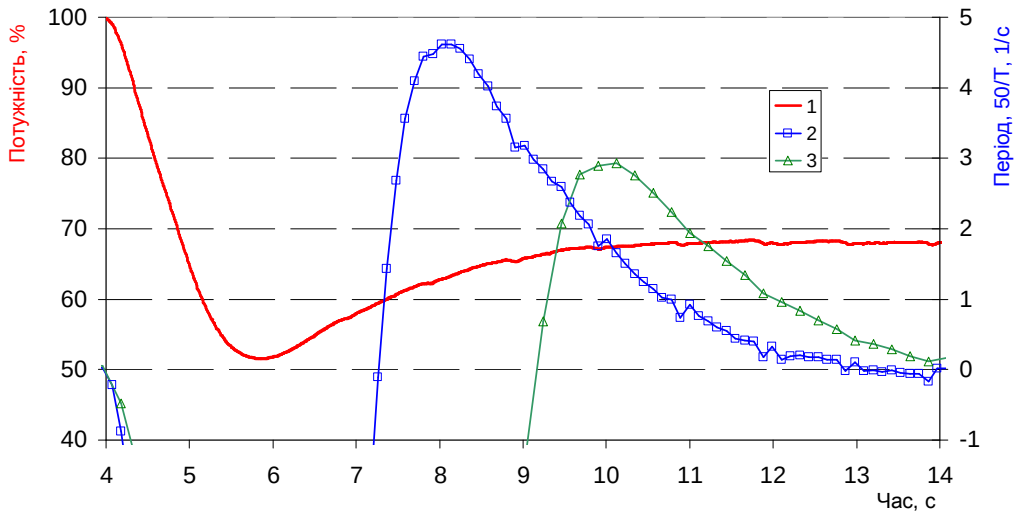


Рис. 2.6. Зміна потужності і періоду реактора в режимі ППЗ.
1 –потужність; *2* – період, часовий буфер = 2,0 с;
3 – період, часовий буфер = 4,0 с.

У АКНП-І до реалізації ТР [119] величина часового буфера змінювалася залежно від рівня потужності реактора відповідно до табл. 1. Після реалізації ТР часової буфер в діапазоні потужності 25÷75 % $N_{ном}$ збільшено с 1,2 с до 4,0 с.

Ефективність ОР СУЗ і рівень потужності, за якого стає можливим викид ОР СУЗ, варіювалися таким чином, щоб потужність реактора залишалася в діапазоні 25-75% $N_{ном}$. Додатково передбачалося, що оператор не переставив уставки формування ПЗ і АЗ на рівні 104 і 107 % відповідно від заданого рівня потужності, і, отже, формування захистів за рівнем потужності до рівня 104 і 107% $N_{зад}$ **не буде мати місце**.

Варіація величини часу викиду стрижня від 0,1 с до 1,0 с не вносить значного впливу на результати моделювання. Основний висновок на основі результатів моделювання полягає в тому, що для розглянутих випадків з варіацією величини початкової потужності, ефективності ОР СУЗ і часу викиду ОР СУЗ формування сигналу АЗТ не відбувається,

навіть якщо визначений період є меншим 10 с, оскільки за час обчислення періоду з Т <10 с з часовим буфером в 4,0 с потужність реактора вже спадає і, відповідно, не буде підтвердженою умова зростання потужності на 5 %.

На рис. 2.7 представлено результати моделювання з викидом ОР СУЗ ефективністю 0,32 $\beta_{еф}$ за час 1,0 с. Застосування часового буфера в 4,0 с для розрахунку періоду не забезпечує формування сигналів захисту по періоду для відповідних режимів роботи РУ [123].

У той же час у нормативних вимогах України міститься вимога по контролю швидкості введення позитивної реактивності, відповідно з [147]: «*Швидкість збільшення реактивності засобами впливу на реактивність не повинна перевищувати 0,07 $\beta_{эф}$/с.» (*п. 3.3.43)

Захисту реактора при перевищенні швидкості введення позитивної реактивності більш ніж 0,07 $\beta_{эф}$/с до теперішнього часу не реалізовано. Для оцінки реалізації такого захисту в АКНП-І визначимо час формування сигналу АЗТ при моделюванні перехідних режимів роботи реактора (на початку паливної кампанії) з введенням позитивної реактивності в діапазоні потужності 25 - 75 % $N_{ном}$.

В табл. 2.8 представлено результати моделювання для випадку введення зазначеної реактивності протягом 1,0 с.

Таблиця 2.8

Час формування АЗТ з моменту введення реактивності

Інерційність вимірювального каналу, с	Швидкість введення реактивності, $\beta_{эф}$/с				
	0,10	0,12	0,22	0,32	0,07 без урахування ЗЗ
0,2	0,58	0,36	0,20	0,16	1,58
1,2	−	1,12	0,73	0,47	2,03
2,0	−	−	1,08	0,85	2,40
4,0	−	−	−	1,87	3,72

У табл. 2.8 для різних значень інерційності каналу визначення періоду вказано такі мінімальні значення швидкості введення реактивності, за яких можливим є формування сигналу АЗТ.

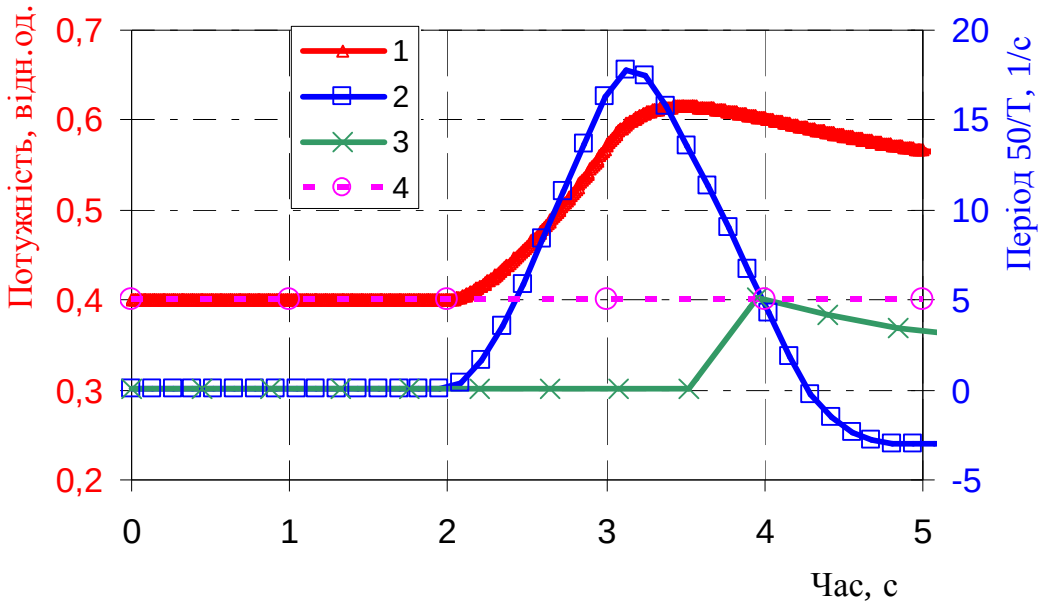


Рис. 2.7. Зміна потужності і періоду реактора при введенні позитивної реактивності 0,32 $\beta_{эф}$/с на протязі 1,0 с: *1* – потужність; *2* – період, часовий буфер = 1,2 с; *3* – період, часовий буфер = 4,0 с.

З результатів моделювання випливає, що алгоритм формування сигналу АЗТ (з часовим буфером = 4,0 с), який застосовується після реалізації ТР, дозволяє сформувати сигнал захисту тільки при швидкості введення реактивності 0,32 $\beta_{еф}$/с (без очікування підтвердження 5 % зростання потужності). До реалізації ТР (часовий буфер = 1,2 с) сигнал АЗТ формувався при швидкості введення реактивності 0,12 $\beta_{еф}$/с. Мінімальна швидкість введення реактивності, за якої може бути сформованим сигнал АЗТ у діапазоні потужності 25 - 75% $N_{ном}$, становить 0,10 $\beta_{еф}$/с за умови розрахунку періоду на часовому буфері, що дорівнює 0,2 с. Таким чином, реалізація вимог п. 3.3.43 [147] є можливою тільки шляхом формування сигналу захисту за швидкістю введення реактивності, що може і повинно бути реалізовано в АКНП-І.

В останній колонці табл. 2.8 наведено час формування сигналу АЗТ для модельного випадку – безперервного введення позитивної

реактивності без урахування зворотних зв'язків (ЗЗ) по температурі палива і теплоносія.

2.2.2. Висновки по п.2.2

1. Виконання вимог НТД щодо контролю швидкості зміни ЩНП у всьому діапазоні зміни потужності може бути реалізовано тільки на основі використання розрахунку реактивності, а не періоду реактора.

2. Широко застосовуваний у системах контролю і управління період реактора обґрунтовано може бути використаним тільки на мінімально контрольованих рівнях потужності.

3. Зміни, внесені до алгоритму формування сигналу захисту за періодом реактора відповідно до ТР [119] не дозволяють виконати вимоги НТД по аварійному захисту реактора по швидкості зміни щільності нейтронного потоку для визначених в проектних документах режимів роботи реакторної установки.

4. З алгоритму формування сигналів захисту по періоду при досягненні уставок 20 с і 10 с необхідно виключити умову підтвердження зростання потужності на 5 %, тому що вона не відповідає вимогам НТД.

5. Для забезпечення формування сигналів захисту по періоду відповідно до проектних документів необхідно внести зміни до ТР: часовий буфер збільшити до 3,0 с, але не за умови – потужність реактора в діапазоні 25 - 75% $N_{ном}$, а за умовою – введена реактивність є меншою від +0,1 β.

2.3. Про особливості формування сигналу аварійного захисту при реактивністних аваріях на ВВЕР-1000

Нами проведено порівняння результатів моделювання режиму ППЗ на ВВЕР-1000, отриманих за останні роки в ряді наукових центрів, з результатами експериментальних вимірювань. Розглянемо вплив важливих початкових і граничних умов для розрахункових моделей і визначимо умови отримання консервативних оцінок при аналізі безпеки реактивністних аварій на ВВЕР-1000, а також відхилення від нормативно-

технічних вимог у питанні формування сигналу АЗ при реактивністних аваріях на ВВЕР-1000.

Сучасні засоби нейтронного контролю ВВЕР побудовано із застосуванням сучасних цифрових технологій (АКНП-І, АКНП-ІФ та ін.), що дозволяє визначати реактивність реактора на безінерційній основі, а період реактора – з інерційністю від 0,4 с до 5 с і більше в залежності від рівня потужності реактора і самого значення періоду, що визначається. Таким чином, на відміну від АКНП попередніх поколінь (АКНП-3, АКНП-07) існує можливість надійно фіксувати швидкі динамічні процеси, що відбуваються в реакторі [30, 31]. Зокрема, забезпечується формування сигналів АЗТ при $T < 10$ с для швидких реактивністних аварій типу «викид» ОР СУЗ, а також може бути реалізованим захист за швидкістю введення реактивності, не більшою за $0{,}07\ \beta_{эф}/с$ [146, 147].

Сучасні АКНП дозволяють надійно фіксувати період реактора і в безаварійних перехідних режимах роботи РУ з ВВЕР-1000. Так, наприклад, у 2007 – 2008 рр. на енергоблоках з ВВЕР-1000 було зафіксовано спрацювання АЗТ в ході режиму ППЗ в кінці паливної кампанії. Обговоренню причин такого відгуку РУ і АКНП на роботу ППЗ присвячено ряд робіт, в яких моделюється зміна потужності РУ в режимі ППЗ із застосуванням програмних засобів як з тривимірною нейтронною кінетикою DYN3D [180], ТРАП [54], НОСТРА [178], так і з точковою нейтронною кінетикою [29, 121].

У розглянутих роботах прийнято ряд припущень, які дещо спотворюють результати моделювання і, відповідно, вплинули на висновки і рекомендації цих робіт. Розглянемо вплив на результати моделювання деяких із припущень, які необхідно враховувати для коректного моделювання нейтронно-фізичних процесів в активній зоні реактора в режимі ППЗ, а саме:

- закон падіння групи ППЗ ОР СУЗ (час проходження зон реактора по висоті);
- ефективність групи ППЗ, і керуючої групи ОР СУЗ;
- коефіцієнти реактивності по температурі палива і температурі теплоносія та їх постійні часу;
- врахування внеску різних ділянок по висоті периферійних рядів тепловиділяючих збірок у формування сигналів верхньої і нижньої іонізаційних камер вимірювального каналу кожного з комплектів АКНП;
- врахування зміни температури теплоносія на вході в реактор за рахунок падіння потужності реактора через час замикання циркуляції теплоносія по 1-му контуру (~ 1 с).

Коректне врахування всіх зазначених факторів має бути підтвердженим прийнятною кореляцією між результатами моделювання і реальними результатами, отриманими в ході роботи ППЗ.

Найбільш повно задокументовано режим спрацювання ППЗ 22.09.2007 на ХАЕС-2 [29, 31, 54, 121, 178, 180]. На рис. 2.8 наведено графік зміни нейтронної потужності за даними АКНП-І і за результатами моделювання із застосуванням тривимірних кодів DYN3D [180] і ТРАП [54].

Суттєві відмінності між розрахунковими і експериментальними даними за такими показниками, як час досягнення мінімуму потужності і значення швидкості набору потужності внаслідок дії зворотних зв'язків, вимагають додаткового дослідження.

Розглянемо, який вплив на результати моделювання надає кожен з вище наведених факторів і як вони впливають на зазначені відмінності. Важливим є також і питання про критерії прийнятності результатів моделювання, а саме які відмінності розрахунку від експерименту вважати прийнятними.

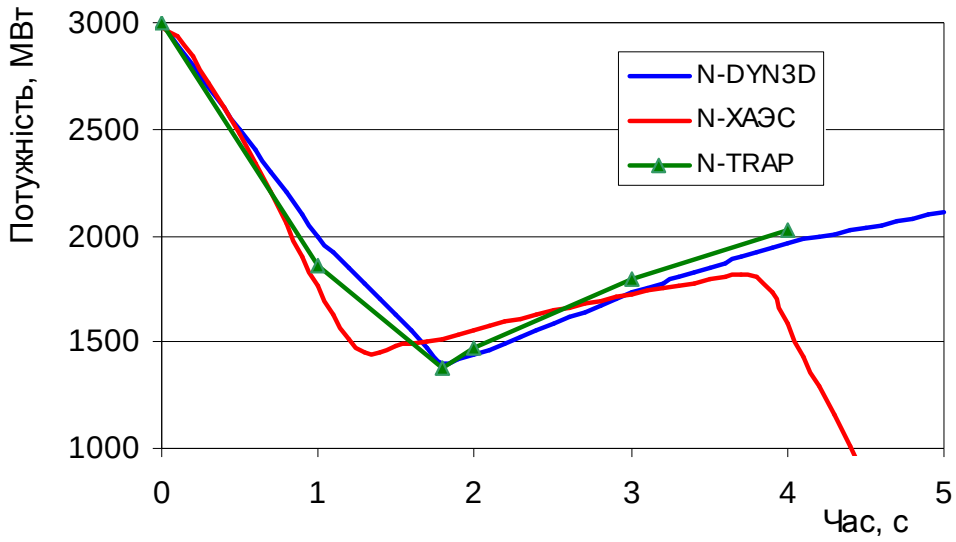


Рис. 2.8. Зміна нейтронної потужності в режимі ППЗ на ХАЕС-2

1. Закон падіння групи ППЗ. При порівнянні результатів моделювання за різними програмами з даними вимірів АКНП-І дійсною є відмінність у часі зниження потужності в моделі і в експерименті, відповідно 1,8 с і 1,3 с. Така відмінність зумовлена наступним: в матеріалах звіту [114] зазначено час падіння групи ППЗ, 1,58 - 1,8 с, а в моделюванні прийнято час падіння 1,8 с. У роботах [31, 121] акцентується увага на відмінності в часі падіння потужності в експерименті – 1,3 с і в моделі – 1,8 с. Більш точні дані про час падіння групи ППЗ містяться в інформації, отриманої з реєстраторів часу падіння ОР СУЗ. У табл.2.9 представлено розбивку загального часу падіння групи ППЗ по її складовим. У 3-ій паливній кампанії ХАЕС-2 групою ППЗ було обрано групу № 2. В той же час групу № 2 не рекомендовано для вибору як групу ППЗ, оскільки її розташовано в ТВЗ, сусідній з керуючою групою № 10, і, отже, сумарна ефективність групи ППЗ і керуючої групи буде зниженою за рахунок більшої інтерференції ОР СУЗ. Уже протягом 4-ії паливної кампанії ХАЕС-2 групою ППЗ обрано групу № 4, що розташована через ТВЗ від керуючої групи (рис. 2.9).

Таблиця 2.9

Час формування сигналу і час падіння ОР СУЗ

Координата	Час, мс											
	Реакції	Падіння	Сума	Зона									
				0	1	2	3	4	5	6	7	8	9
13-30	160	1500	1660	*140*	*120*	*120*	*120*	*140*	*140*	*120*	*140*	*160*	*300*
11-22	180	1400	1580	*140*	*100*	*120*	*120*	*60*	*140*	*160*	*100*	*160*	*300*
06-21	160	1420	1580	*140*	*100*	*100*	*120*	*100*	*140*	*140*	*120*	*160*	*300*
03-28	180	1520	1700	*160*	*120*	*120*	*140*	*120*	*120*	*140*	*140*	*160*	*300*
05-36	180	1620	1800	*160*	*140*	*160*	*140*	*140*	*140*	*140*	*140*	*160*	*300*
10-37	180	1500	1680	*160*	*120*	*120*	*120*	*140*	*140*	*120*	*120*	*180*	*280*
середнє	**173**	**1493**	**1667**	*150*	*117*	*123*	*127*	*117*	*137*	*137*	*127*	*163*	*297*

Як видно з табл. 2.9 час падіння визначається як сума часу реакції системи ~ 180 мс, необхідної для початку руху ОР СУЗ, і суми часів проходження кожної з 10 зон по висоті активної зони (зони 9 - 0). Причому час проходження самої верхньої, 9-ї, зони складає ~ 300 мс, який характеризує розгін кластера внаслідок дії сили тяжіння, а час проходження кожної з наступних зон є приблизно однаковим і становить, в середньому, ~130 мс. Таким чином, фізичний час падіння групи ОР СУЗ з вирахуванням часу реакції і часу на розгін кластеру, де диференційна ефективність ОР СУЗ є незначною, становитиме 1493 - (300/3) = 1393 мс.

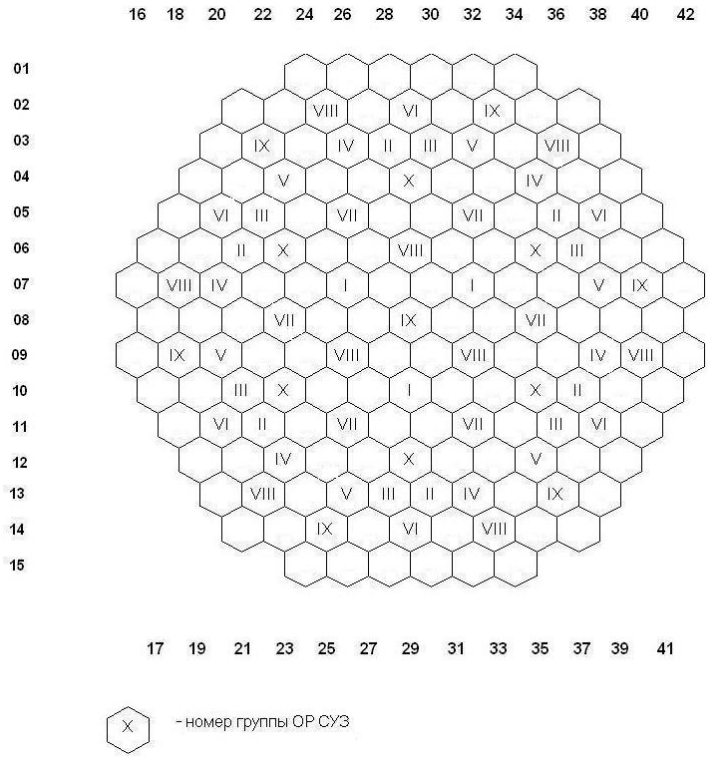


Рис. 2.9. Картограма розташування ОР СУЗ на ХАЕС-2.

Беручи також до уваги малу диференційну ефективність ОР СУЗ в нижній третині нульової зони, можемо уточнити реальний час введення негативної реактивності групою ППЗ: 1393 - (150/3) = 1343 мс, що практично збігається із зареєстрованим в АКНП-І часом зниження потужності при падінні групи ППЗ, що дорівнює за даними з 1-го і 2-го комплектів АКНП-І, в середньому, 1,37 с. Лінійна ділянка падіння потужності, зумовлена ефективним введенням негативної реактивності групою ППЗ, становить за даними АКНП-І від 1,2 с до 1,3 с. Таким чином, з огляду на наведені дані, більш обґрунтованим буде вибір в моделюванні часу падіння групи ППЗ – 1,3 с. При цьому розрахунки будуть більш консервативними за такими параметрами, як мінімальний рівень нейтронної потужності і швидкість зростання потужності внаслідок дії зворотних зв'язків. Зауважимо, що час падіння групи ППЗ істотно впливає на результати моделювання і буде додатково обговореним нижче.

Час падіння потужності на 0,5 % від початку падіння групи ППЗ становить за даними АКНП-І, в середньому, 0,06 с, а час підійому нейтронної потужності за рахунок дії зворотних зв'язків на 0,5 % від моменту досягнення мінімального значення нейтронної потужності становить близько 0,1 с. Одержані дані дозволяють оцінити внесок початкової і кінцевої ділянок падіння групи ППЗ, а також оцінити дію зворотних зв'язків по закінченню падіння групи ППЗ.

2. Диференційна та інтегральна ефективності групи ППЗ розраховуються в програмах для відповідних моментів паливної кампанії. Інтегральна ефективність групи ППЗ може бути скоригованою за експериментальними даними і параметрами зворотних зв'язків за коефіцієнтами реактивності по температурі палива і температурі теплоносія на момент експерименту.

3. При застосуванні тривимірних кодів для розрахунків необхідно додатково моделювати формування сигналу в АКНП-І, а саме враховувати вплив кожної ТВЗ периферійних рядів активної зони реактора на формування сигналів верхньої і нижньої ІК у кожному з трьох вимірювальних каналах двох комплектів АКНП-І. Додатково мають бути обґрунтованими вагові коефіцієнти, з якими враховуються сигнали верхньої і нижньої ІК при формуванні сигналу кожного вимірювального каналу АКНП-І.

Очевидно, що рекомендовані в АКНП-І [114] вагові коефіцієнти 0,6 для верхньої ІК і 0,4 для нижньої ІК залежать від профілю висотного енергорозподілу і вимагають додаткового обґрунтування. Найбільш оптимальним має бути автоматичне корегування вагових коефіцієнтів ІК за даними висотного енергорозподілу, отриманими на основі сигналів ДПЗ СВРК. Зміна вагових коефіцієнтів ІК у сигнал вимірювального каналу істотно впливає на результати розрахунку періоду реактора.

4. Для коректного моделювання ППЗ абсолютно необхідно враховувати зміну температури теплоносія на вході до реактору, яка

зменшується за рахунок падіння нейтронної потужності реактора, і за час циркуляції теплоносія по 1-му контуру (~ 11 с) температура на вході в реактор може падати зі швидкістю ~ 1 ^{o}C/с. Таким чином, для коректного моделювання режиму ППЗ необхідно враховувати всі вищевикладені фактори.

Повернемося до розгляду критеріїв прийнятності, відповідно до яких можна визнавати результати моделювання прийнятними. Звернемо увагу на відмінність у швидкості набору нейтронної потужності внаслідок дії зворотних зв'язків в моделях [54, 180] і в експерименті (рис. 2.8, табл. 2.10).

Таблиця 2.10

Значення параметрів РУ в режимі ППЗ і в моделі
за 1-у та 2-у секунди процесу

Параметр	ХАЕС-2	Модель [54, 180], 1,8 с
Швидкість зростання потужності, МВт/с	162 – 154	293 – 227
Швидкість зростання потужності, % $N_{ном}$/с	5,4 – 5,1	9,8 – 7,6
Швидкість ведення реактивності, $\beta_{эф}$/с	0,36 – 0,30	0,44 – 0,34

Якщо ж в моделях прийняти реальний час падіння групи ППЗ 1,3 с замість 1,8 с, то різниця буде ще більш суттєвою. Це є наслідком того, що, чим швидше падає група ППЗ, тим менше встигають відпрацювати зворотні зв'язки по температурі палива і теплоносія. Справедливою є і зворотня ситуація: за умови більш тривалого падіння групи ППЗ у порівнянні з часом дії зворотних зв'язків більша частина зворотних зв'язків встигає «відпрацювати» за час падіння групи ППЗ і на практиці зворотний хід потужності (зростання нейтронної потужності) практично не буде спостерігатися. Таке істотне розходження між результатами (до 50 %) у швидкості зростання нейтронної потужності в моделі і в

експерименті не може бути прийнятним і вимагає додаткового пояснення з боку дослідників, оскільки ставить під сумнів результати моделювання.

В рамках міжнародного проекту Європейської комісії PHARE PROJECT SRR 1/95 режим ППЗ розглядався як міжнародне тестове завдання і обраховувався в наукових центрах з використанням різних програмних кодів [287] (табл.2.11).

Таблиця 2.11

Список інститутів і розрахункових кодів, які брали участь у проекті

Forschungszentrum Rossendorf (FZR), Germany	DYN3D/ATHLET
VTT Technical Research Centre of Finland	HEXTRAN/SMABRE
РНЦ «Курчатовский институт», Россия	BIPR8KN/ATHLET
ДНТЦ ЯРБ, Україна	DYN3D/ATHLET
Institute for Nuclear Research and Nuclear Energy, Bulgaria	DYN3D/ATHLET

На рис. 2.10 представлено графіки зміни нейтронної потужності реактора в режимі ППЗ, що отримані учасниками зазначеного проекту. В роботі [287] зазначено, що причин для визнання режиму ППЗ небезпечним, з точок зору ядерної безпеки та теплотехнічної надійності активної зони реактора, не виявлено. Наскільки обґрунтованим є даний висновок для спрацювання ППЗ, в якому значно відрізняються ряд критичних параметрів (Табл. 2.10 і 2.12), однозначно встановити не можна.

Вище згадувалося про суттєвий вплив часу падіння групи ППЗ на інтенсивність дії зворотних зв'язків. Так, зменшення часу падіння групи ППЗ з 3,5 с до 1,37 с призводить до збільшення швидкості набору потужності з 62 - 100 МВт/с до 162 МВт/с. Необхідно також відзначити, що на швидкість набору нейтронної потужності значний вплив мають і параметри зворотних зв'язків за коефіцієнтами реактивності та їх постійними часу. Наприклад, коефіцієнт реактивності по температурі

теплоносія змінюється від початку до кінця борного регулювання по абсолютній величині в ~ 2 рази.

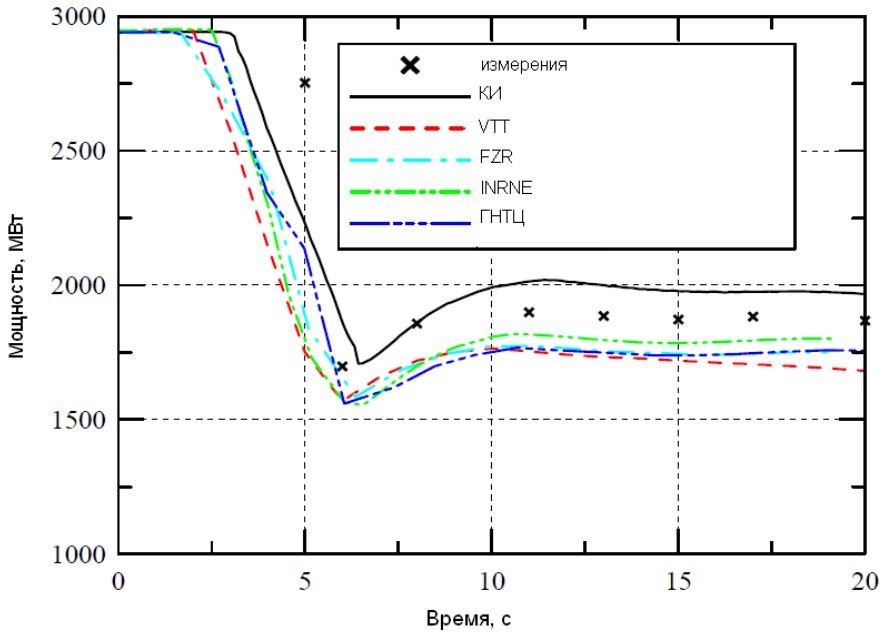


Рис. 2.10 Зіставлення виміряної зміни потужності з результатами розрахунків за різними кодами в режимі спрацювання ППЗ. Експериментальні дані є результатами динамічних випробувань при пуску 4-го блоку Балаковської АЕС.

Таким чином, перебіг режиму ППЗ на ХАЕС-2 значно відрізняється від змодельованого в проекті [287]. Найбільшу увагу необхідно приділити так званому «накиду» нейтронної потужності, який може перевищувати 20 % $N_{ном}$ (Табл. 2.12) і це без урахування подальшого підйому потужності за рахунок потрапляння на вхід реактора більш холодного теплоносія в результаті замикання циркуляції по 1-му контуру.

Режим «накиду» потужності на максимум 20 % $N_{ном}$ передбачено документацією на експлуатацію ядерного палива [83, 84]. Максимально дозволена кількість таких режимів протягом встановленого терміну експлуатації паливних касет становить 15 для ТВС і 20 для ТВСА.

Апробація тривимірних нейтронно-фізичних розрахункових кодів на даних режиму ППЗ дозволяє доповнити валідацію самих кодів і баз даних параметрів. При цьому також можна вибрати найбільш консервативні параметри для проведення аналізу безпеки швидких

реактивністних аварій типу «викид» ОР СУЗ. Очевидно, що найгірші наслідки по «накиду» нейтронної потужності і швидкості її подальшого зниження після «викиду» ОР СУЗ внаслідок дії зворотних зв'язків по температурі палива і теплоносія будуть при найменших за абсолютним значенням коефіцієнтах реактивності по температурі палива і теплоносія, а також найбільших постійних часу дії цих ефектів. У той же час у результатах моделювання [54, 180] спостерігається протилежний тренд, а саме в моделях коефіцієнти реактивності по температурі палива і теплоносія є значно більшими за абсолютним значенням, ніж визначені при ППЗ на ХАЕС-2.

Таблиця 2.12

Значення параметрів режиму ППЗ в проекті [287] і на ХАЕС-2

Параметр	Проект SRR 1/95	ХАЕС-2
Час падіння групи ППЗ, с	3,5	1,37
Мінімально досягнута нейтронна потужність, % $N_{ном}$	52	48
Максимальна нейтронна потужність після ППЗ, % $N_{ном}$	60	70 в моделі 61 - АЗТ
Максимальна швидкість росту нейтронної потужності, МВт/с	62 – 100	162

На практиці для оцінки безпеки режиму ППЗ за основними нейтронно-фізичними параметрами (нейтронна потужність реактора і швидкість її зміни, період і реактивність реактора) виявляється достатнім застосування точкової моделі реактора. Тим більше що в режимі ППЗ збурення, що вносяться в реактор групою ППЗ, є симетричними, а перерозподіл потужності відбувається лише між нижньою і верхньою половинами активної зони. Такий перерозподіл потужності, за необхідності, може бути врахованим в двоточковій моделі реактора [29], де сам реактор представлено у вигляді двох «половинок» – «точок» з зосередженими параметрами. Різниця між «половинками» враховується у параметрах середньої температури теплоносія, що визначаються окремо

для нижньої і верхньої «половинок» реактора, а перетоки нейтронів між «половинками» активної зони не враховуються. Така двоточкова модель реактора дозволяє спрощено моделювати роботу верхньої і нижньої ІК у вимірювальному каналі АКНП.

Зміни, внесені до алгоритму визначення періоду в АКНП-І відповідно до ТР [119], "вдосконаленого" після спрацьовування АЗТ в ході режиму ППЗ на ряді блоків з ВВЕР-1000, а також реалізовані в АКНП-І: алгоритм формування сигналу АЗТ при $T<10$ с та алгоритм формування сигналу ПЗ-1 при $T<20$ с не відповідають вимогам НТД [146, 147] і положенням проектних документів [123].

Які ж небезпеки можуть реалізуватися внаслідок застосування в АКНП-І алгоритму формування сигналу АЗТ, що не враховує фізичні особливості контрольованих процесів? У цьому випадку під час перебігу деяких реактивністних аварій, коли саме і потрібно формування АЗТ, такий сигнал не може бути сформованим. Так, наприклад, при викиді ОР СУЗ, у відповідності до проекту [123], має бути сформованим сигнал АЗТ, проте до моменту визначення періоду з інерційністю ~ 1 с нейтронна потужність в реакторі може досягти свого пікового значення і далі буде знижуватися за рахунок дії зворотних зв'язків, а, отже, друга умова в алгоритмі АЗТ – підтвердження зростання потужності на 5 % – реалізованою не буде, а, отже, сигнал АЗТ сформованим не буде. Очевидне невиконання вимог проекту «прикривається» посиланням на результати роботи [180], де розрахунковим чином обґрунтовується недосягнення температури плавлення палива і збереження запасів до кризи теплообміну для режиму «викид» ОР СУЗ. Однак розробниками ВВЕР однозначно визначено перелік вихідних подій аварій (ВПА), для яких спрацьовування АЗ є обов'язковим і викид ОР СУЗ відноситься до цього переліку [123]. Питання щодо апробації розрахункового коду DYN3D для опису складних реактивністних аварій вимагає додаткового ретельного опрацювання. Так, вище наведено дані, з яких випливає, що

результати моделювання цим кодом навіть більш м'якого режиму ППЗ значно відрізняються від експериментальних даних.

Також треба відмітити, що в роботі [180] для моделювання розглянутих вище процесів використовується не взаємодіючий код (спільне вирішення нейтронно-фізичної та теплогідравлічної задач моделювання процесів в активній зоні реактора), а тільки його нейтронна частина при стаціонарних зовнішніх теплогідравлічних умовах, що дозволяє моделювати тільки перші ~11 с процесу при постійних «граничних» умовах. При викиді ОР СУЗ теплогідравлічні параметри в активній зоні змінюються з самого початкового моменту викиду ОР СУЗ, оскільки виникає теча в кришці реактора еквівалентним діаметром ~ 50 мм і при цьому необхідно враховувати падіння тиску в РУ.

Якщо ж представлені розрахунки [180] для реактивністних аварій вважаються обґрунтованими і прийнятними в роботі експлуатуючої організації, то слід внести зміни в проектні документи і включити в таблицю формувань сигналів АЗ [123] умову «період реактора менше 10 с і підтвердження зростання потужності на 5 %», а також виключити графу «обґрунтування режимів», в якій зазначено, що сигнал АЗТ повинен бути сформованим при викиді ОР СУЗ.

Включення ж до алгоритму формування сигналу ПЗ-1 по періоду Т <20 с додаткової умови підтвердження зростання потужності на 5 % взагалі не має жодного фізичного обґрунтування. При цьому порушується сама логіка побудови сигналів захистів ПЗ-2, ПЗ-1 і АЗ, послідовне формування яких дозволяє своєчасно приймати компенсуючі дії щодо недопущення АЗ, а саме:

- ПЗ-2 – заборона на підйом керуючої групи ОР СУЗ при Т <40 с;
- ПЗ-1 – введення до активної зони з робочою швидкістю керуючої групи ОР СУЗ при Т <20 с,
- і тільки за умови, якщо прийнятих дій ПЗ-2 і ПЗ-1 недостатньо і Т <10 с, має спрацювати АЗ.

Саме тому чим раніше буде сформованим і задіяним сигнал ПЗ-1, тим більше часу до реактору буде вводитися негативна реактивність, тож і більше імовірним є те, що сигнал АЗТ не буде сформованим. До того ж захисти ПЗ-2 і ПЗ-1 є «м'якими» захистами, тобто дія захисту припиняється, якщо знято умови, що призвели до формування цих захистів, на відміну від АЗ, дія якої доводиться до кінця і не знімається, навіть якщо знято умови, що призвели до сформування АЗ.

Додаткові проблеми можуть мати місце після реалізації технічного рішення [119], відповідно до якого змінено час дискримінації в алгоритмі визначення періоду тільки для діапазону потужності 25-75% $N_{ном}$. У цьому випадку при перехідному процесі, протягом якого буде мати місце вихід за діапазон 25-75% $N_{ном}$ можливе порушення в послідовності формування сигналів ПЗ-2, ПЗ-1 і АЗ, а також стрибкоподібна зміна часу визначення періоду внаслідок «неузгодженої» зміни величини часового буфера, на якому розраховується період.

Розглянемо технічні проблеми, які спостерігалися в режимі ППЗ на ХАЕС-2 при формуванні сигналів ПЗ-2, ПЗ-1 і АЗ внаслідок реалізації в алгоритмі формування ПЗ-1 і АЗ умови підтвердження зростання потужності на 5 % (табл. 2.13).

Відповідно до даних табл. 2.13 можна визначити час формування вихідних сигналів ПЗ-2, ПЗ-1 і АЗ згідно з мажоритарним принципом «2 з 3» [114]:

- першим комплектом АКНП-І захисти ПЗ-2, ПЗ-1, АЗ сформовано у часових інтервалах 01:02:54:870, 01:02:54:950, 01:02:55:090, тобто різниця в часі між часом формування захистів ПЗ-2 і ПЗ-1 склала 80 мс; ПЗ-1 і АЗ – 140 мс;

- другим комплектом АКНП-І захисти ПЗ-2, ПЗ-1, АЗ сформовано у часових інтервалах 01:02:54:820, 01:02:54:820, 01:02:55:020, захисти ПЗ-2 і ПЗ-1 сформовано одночасно, а різниця між часом формування захистів ПЗ-2, ПЗ-1 і АЗ склала 200 мс.

Таблиця 2.13

Час формування сигналів захистів по періоду для режиму ППЗ на ХАЕС-2

№ каналу	Час формування сигналу захисту		
	ПЗ-2	ПЗ-1	АЗ
1- ій комплект АКНП-І			
1	01:02:54:960	01:02:54:960	01:02:55:150
2	***01:02:54:870***	01:02:54:870	***01:02:55:090***
3	01:02:54:730	***01:02:54:950***	01:02:54:950
2-ій комплект АКНП-І			
1	01:02:54:840	01:02:54:830	***01:02:55:020***
2	***01:02:54:820***	***01:02:54:820***	01:02:55:080
3	01:02:54:790	01:02:54:790	01:02:54:970

Таким чином, для розглянутого ППЗ мінімальний час між формуванням ПЗ-1 і АЗ склав 140 мс, а максимальний – 200 мс, що в свою чергу виключило реакцію ПТК системи групового та індивідуального управління (СГІУ-М) на сигнал ПЗ-1. У відповідності з проектними документами проходження керуючої команди ПЗ-1 по ланцюгах ПТК СГІУ-М становить ~1,0 с. Відповідно, включення в алгоритм формування сигналу ПЗ-1 умови підтвердження зростання потужності на 5 %, з урахуванням часу проходження сигналу ПЗ-1 по ланцюгах ПТК СГІУ-М, не дозволяє для швидких процесів вводити в дію ПЗ-1, а отже, збільшується ймовірність досягнення уставок АЗ, що буде призводити до невиправданого збільшення циклів спрацювання та, відповідно, передчасного вичерпання ресурсу обладнання РУ.

Для виключення надмірного спрацьовування АЗ при нормальному перебігу режиму ППЗ інтервал часу, на якому має обчислюватися період, може бути збільшеним до 3-4 с [31], але не за умовою – "нейтронна потужність в діапазоні 25-75% $N_{ном}$", а за умовою – "реактивність негативна: $\rho < 0{,}1\ \beta_{еф}$." У цьому випадку не буде сформовано

«помилкові» сигнали АЗТ в режимі ППЗ, а основне завдання АКНП – формування сигналу АЗ при реактивністних аваріях, в тому числі і викиді ОР СУЗ, – буде реалізовано при виключенні з алгоритму формування сигналу АЗТ умови – "підтвердження зростання потужності на 5 % $N_{ном}$".

Викид кластера ОР з активної зони може статися в разі розриву чохла приводу ОР СУЗ, в цьому випадку через різницю тисків мінімальний час викиду ОР СУЗ оцінюється в 0,1 с [2, 31, 93]. Такою можливістю не можна нехтувати, особливо беручи до уваги доступну інформацію про вже виявлені дефекти чохлів приводів ОР СУЗ на ВВЕР-1000:

на АЕС Козлодуй-5 в 2006 і 2011 рр. виявлено дефекти в чохлах – замінено всі чохли приводів ОР СУЗ;

на АЕС Козлодуй-6 у 2010 р виявлено мікротріщини в 31 чохлі з 61 – прийнято рішення про заміну всіх чохлів ОР СУЗ;

на АЕС Калінінська-3 в 2011 році відбувся інцидент з пошкодженням двох чохлів приводів ОР СУЗ під час гідровипробувань внаслідок вибуху водню, який накопичився в чохлах приводів ОР СУЗ.

2.4. Задача оптимізації розміщення і коригування сигналів детекторів АКНП

Для визначення точності контролю потужності реактора іонізаційними камерами АКНП необхідно знати просторово-часовий розподіл нейтронів у вимірювальних каналах АКНП. Також ця задача є важливою і для коректного порівняння модельних та експериментальних результатів при валідації розрахункових нейтронно-фізичних кодів [66, 171, 208]. На вихідний сигнал ІК безпосередньо впливають як наявність різних конструкційних елементів на шляху між активною зоною і детектором, так і аксіальна зміна поля енерговиділення реактора в залежності від завантаження ТВЗ і часу від початку паливної кампанії [163].

Виникають питання як про вибір оптимального розташування ІК по висоті, так і про вибір кількості детекторів в каналі. Тому розробка моделі, яка дозволить вирішити ці питання, безумовно, є актуальною.

Метою дослідження питання формування потоку нейтронів в ІК АКНП є відтворення просторового розподілу нейтронів у вимірювальних каналах АКНП ВВЕР-1000 і визначення потвельного внеску (вагових коефіцієнтів) периферійних ТВЗ у формування вихідного сигналу ІК.

Розрахункову модель досліджуваної частини реакторної установки від активної зони до бетонної шахти було створено в коді MCNP [243].

При моделюванні перенесення частинок в коді MCNP відстежується кожна частинка, емітована джерелом, від її народження до зникнення (поглинання, витоку і т.п.). Розіграш подій заснований на генерації випадкових чисел. Використовуючи дані перенесення, можна визначити місце знаходження частинки на кожному етапі її «життя» [243].

2.4.1. Геометричні і матеріальні параметри моделі

Розміри і матеріали структурних елементів, що увійшли в розрахункову модель, представлені в Табл.2.14 - 2.17 [149].

Таблиця 2.14

Параметри ТВЗ

Елемент ТВЗ		Паливна таблетка	Оболонка твела	Направляючий канал	Центральна трубка
Матеріал		UO_2 (4 %)	цирконій	цирконій	цирконій
Діаметр, мм	зовн.	7,57	9,10	12,6	13,0
	внутр.	–	7,73	10,9	11,0

MCNP дозволяє визначати перерізи для ядер даного матеріалу в залежності від температури (TMP card). Для того, щоб коректно задати цей параметр, був обраним режим роботи реакторної установки на номінальному рівні потужності. Температура елементів моделі і густини матеріалів наведено в табл. 2.18.

Таблиця2.15

Параметри внутрішньокорпусних елементів

Елемент РУ		Вигородка	Шахта	Наплавка КР	Основний метал КР
Матеріал (марка сталі)		08Х18Н10Т	08Х18Н10Т	04Х20Н10Г2Б	15Х2НМФА
Радіус, см	зовн.	173,5	181,0	207,5	226,75
	внутр.	–	174,5	206,8	207,5

Таблиця 2.16

Конструкція вимірювального каналу

Елемент «сухого» захисту		Бетон	Труба каналу	Направляюча труба приводу ІК	Чутливий елемент детектора
Матеріал		серпентинітовий бетон	08Х18Н10Т	08Х18Н10Т	^{10}В
Діаметр, см	зовн.	661	14,6	11,4	10,0
	внутр.	581	13,4	10,0	–

Таблиця 2.17

Додаткові параметри моделі

Висота паливного стовпа, мм	3530
Крок розміщення ТВЗ, мм	236
Крок розміщення твелів/відстань між ними, мм	12,75/3,65
Кількість твелів в ТВЗ	312
Кількість каналів для стрижнів СУЗ в ТВЗ	18
Діаметр малого/великого отворів вигородки, мм	70/130

Схематичне представлення геометрії розрахункової моделі наведено на рис. 2.11. Деталізований вигляд вигородки представлено на рис. 2.12.

Відтворену в коді MCNP геометрію сектора активної зони ВВЕР-1000 показано на рис. 2.13. Для поліпшення представлення

результатів розрахунків ТВЗ і детектори пронумеровано (рис. 2.13). Усього було змодельовано 7 ТВЗ: відносні внески ТВЗ 1 і ТВЗ 5 у сигнали детекторів виявилися незначними (~ 0,3%).

Таблиця 2.18

Температури і густини структурних елементів моделі

Структурний елемент	Температура, °С	Густина, г/см^3
Паливо	900	10,6
Газ-заповнювач твела (He), P = 2.5МПа	400	0,0015
Оболонка твела	350	6,55
«Гарячий» теплоносій	305	0,71
Сталь вигородки	400	7,8
Вода в каналах вигородки	305	0,71
Шахта	289	7,8
«Холодний» теплоносій	289	0,71
Корпус	289	7,8
Повітря за корпусом	50	0,0012
Бетон «сухого» захисту	50	2,1
Сталь внутр./зовн. труб ВК	50	7,8
Чутливий елемент детектора (^{10}B)	50	2,194

2.4.2. Зменшення похибки статистичної оцінки в MCNP

Задача визначення потвельного внеску в сигнал ІК має істотну складність в отриманні прийнятної статистичної оцінки результатів за рахунок наявності великої кількості конструкційних елементів реакторної установки між ТВЗ і детектором. Особливо це стосується опускної камери (25,8 см шар води) і корпусу реактора (20,0 см шар сталі), де відбуваються процеси з найбільшою втратою нейтронів з модельованого пакету.

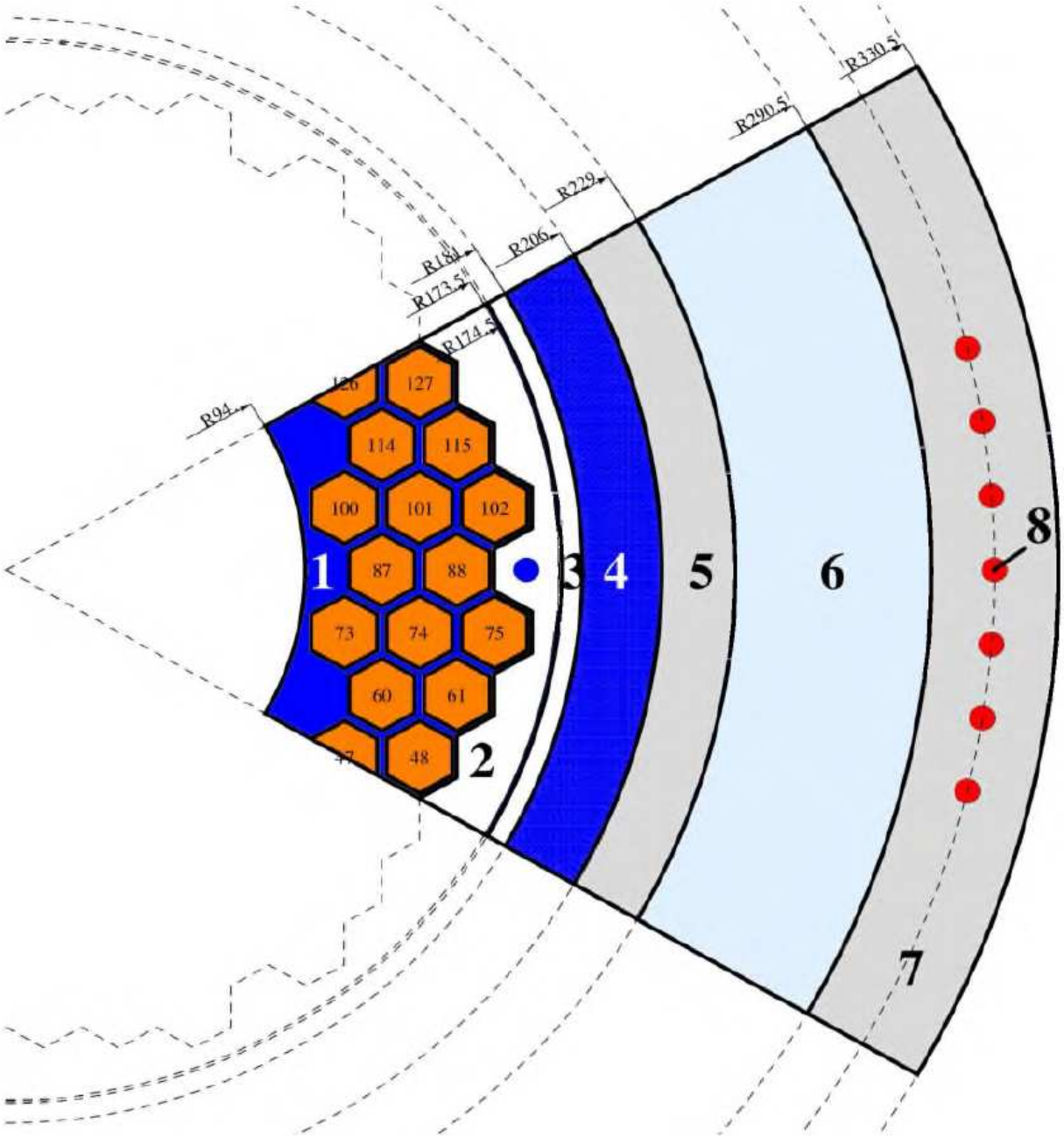


Рис. 2.11. Горизонтальний переріз реактора: 1 – гарячий теплоносій, 2 – вигородка, 3 – шахта, 4 – холодний теплоносій (опускна камера), 5 – корпус реактора з наплавкою, 6 – повітряний проміжок, 7 – «сухий» захист, 8 – канали іонізаційних камер.

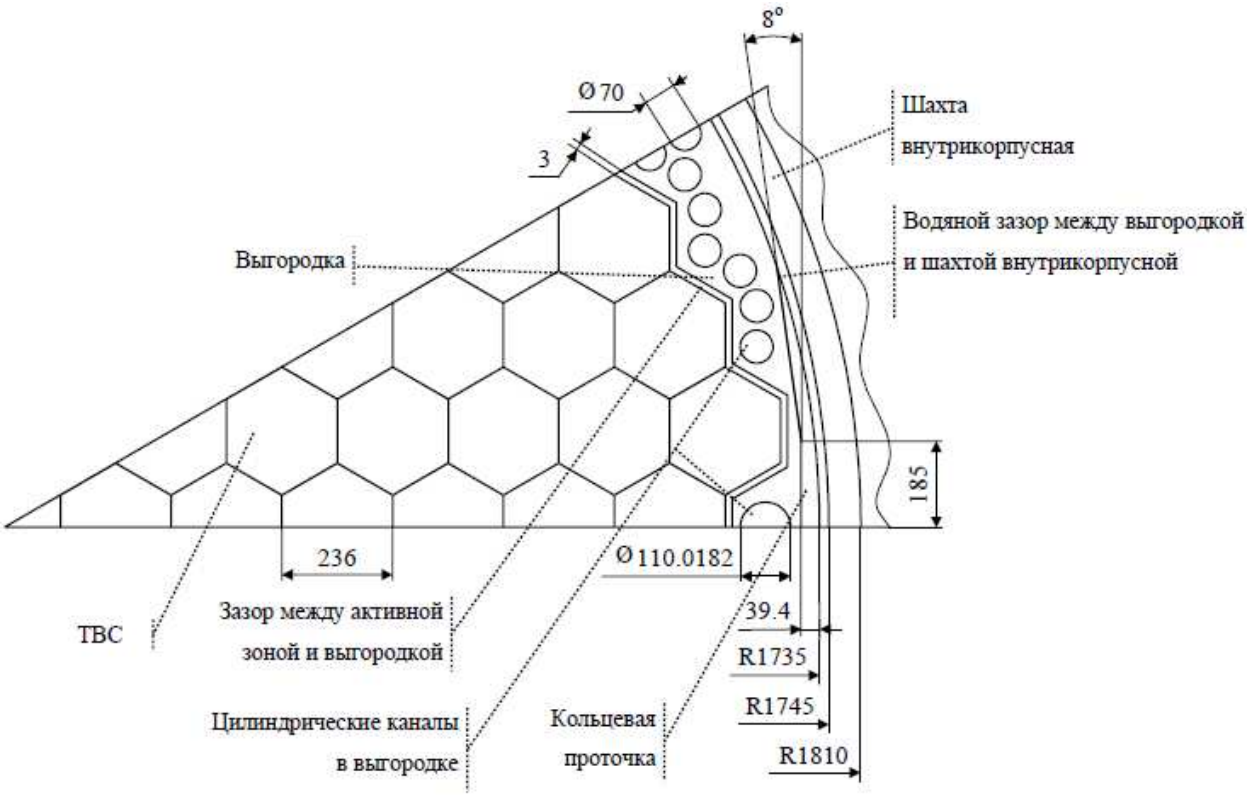


Рис. 2.12. Горизонтальний переріз 30-градусного дзеркального сектора симетрії реактора ВВЕР-1000.

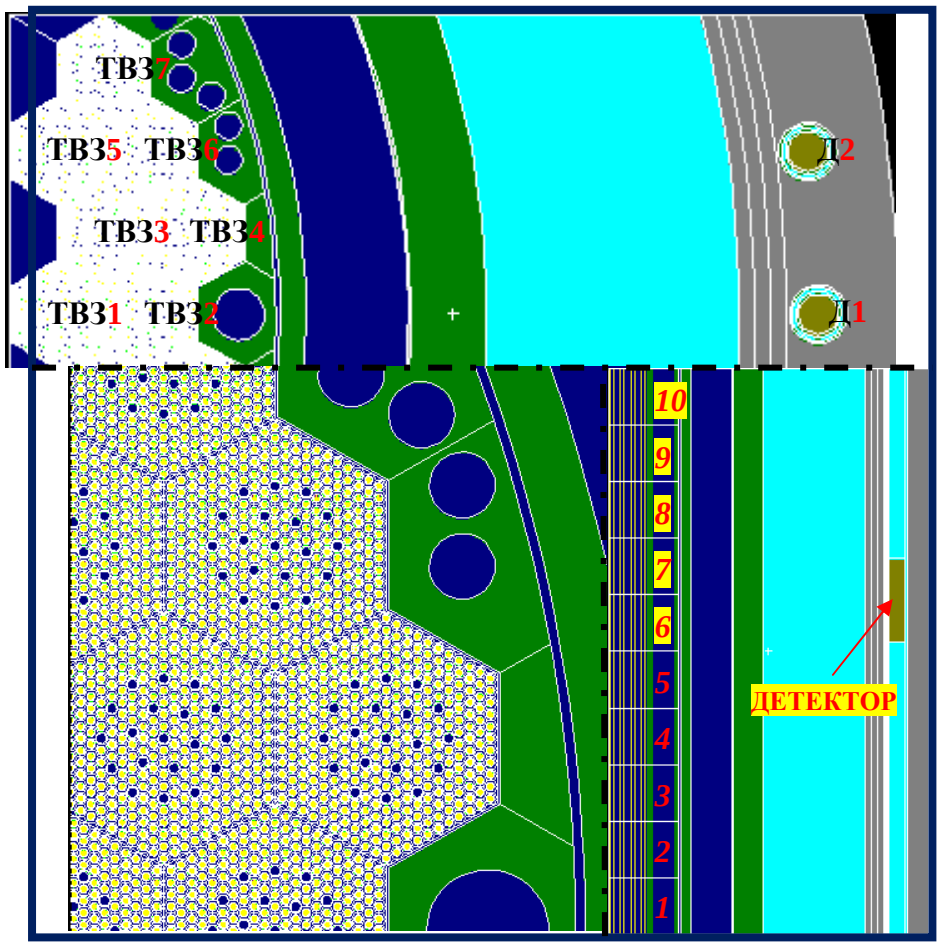


Рис. 2.13. Геометрія сектора ВВЕР-1000, змодельована у коді MCNP.

Для того, щоб вирішити цю проблему, було застосовано вбудовані в код MCNP методи зменшення похибок (Variance reduction techniques) статистичних оцінок, а саме [243]:

1. Відсікання по енергії (ELPT card).

Частинки, енергія яких стає нижчою від зазначеної уставки для даної області геометрії, далі не враховуються;

2. Експоненціальне перетворення (EXT card).

Для того, щоб частинки проходили довгі дистанції, відстані між зіткненнями штучно збільшують, а вагу нейтронів, відповідно, зменшують. Оскільки в результаті часто утворюються флуктуації з великою вагою, рекомендується використовувати вагове вікно разом з експоненціальним перетворенням;

3. Вагове вікно (WWE, WWN cards).

Частинки з малою вагою зазнають розіграшу в «російську рулетку» (більшість частинок знищується, а ті, що вижили, збільшують свою вагу), а частинки з великою вагою, розділяються. Такий метод дозволяє зберегти виважене значення дисперсії в дозволених межах протягом виконання завдання.

4. Примусові зіткнення (FCL card)

Частинку можна змусити випробовувати зіткнення в вибраній області геометрії, тоді сама частинка та її вага поділяються на дві частини: із зіткненням і без нього.

2.4.3. Результати розрахунку. Загальна модель

Для отримання найбільш детальної статистичної картини розподілу внеску твелів у сигнал ІК АКНП ТВЗ була розподілена по висоті на 10 зон по 35,3 см кожна, нумерація починається знизу (Рис. 2.13). Зони 6 ([0; 35.3] см) і 7 ([35.3; 70.6] см) знаходяться на рівні іонізаційної камери ([6, 58] см), тому були обраними для більш детального моделювання. Детектор Д1 був використаним для перевірки достовірності результатів симетричності внесків для лівої і правої половин ТВЗ 2. На основі

результатів щодо відносної потужності ТВЗ, які отримано нами в розділі 3, для більш детального розрахунку були обраними ТВЗ 2, ТВЗ 4 і ТВЗ 6 .

На рис. 2.14, 2.15 представлено потвельні внески зон 6 і 7 ТВЗ 2, 4, 6 у сигнал детектора Д1. Внесок твелів в залежності від кольору сусідніх за шкалою кольорів відрізняється в два рази.

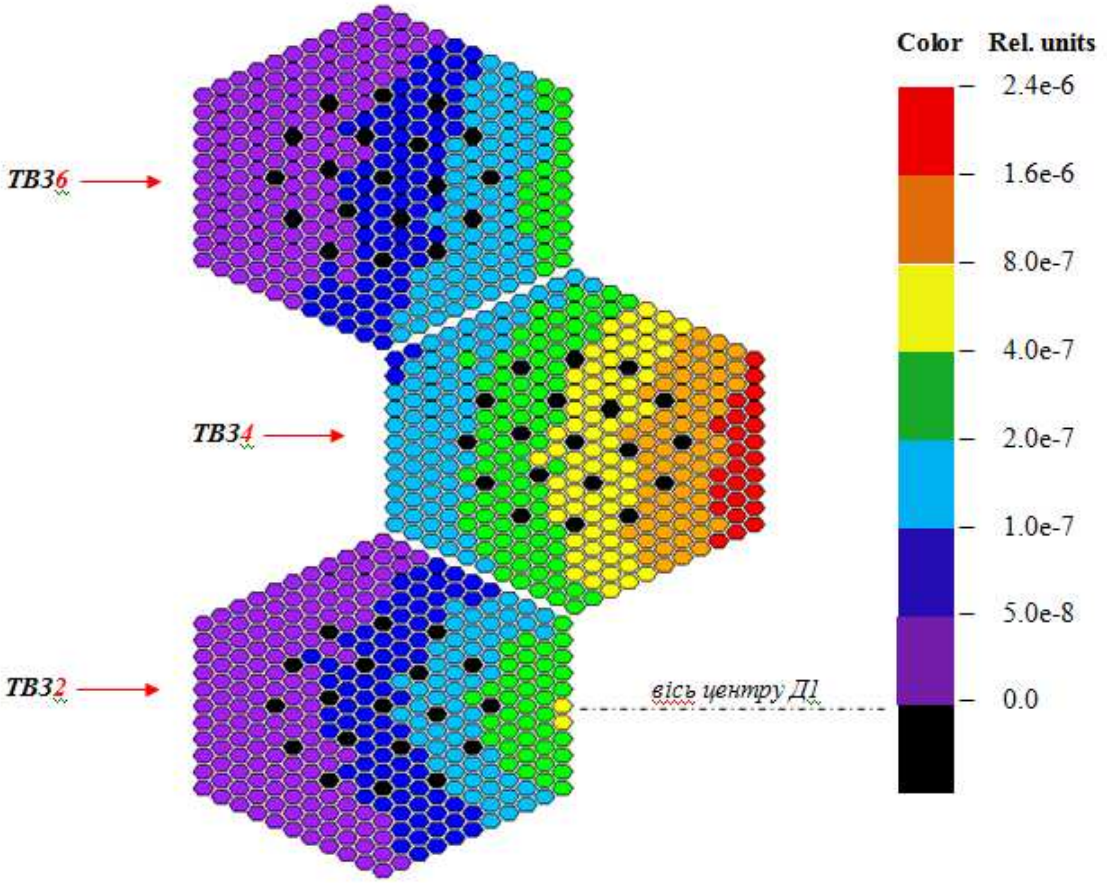


Рис. 2.14. Розподіл внеску 6-ої зони твелів ТВЗ 2,4,6 у сигнал детектора Д1.

Проведемо аналіз отриманих результатів:

- найсуттєвішим є внесок у сигнал Д1 від ТВЗ 4, внески ж ТВЗ 2, 6 є помітно меншими та приблизно однаковими;
- якщо провести умовне коло з радіусом, що дорівнює відстані від детектора до першого ряду твелів ТВЗ 2, і вважати, що всі твели, що попадають у дане коло повинні мати приблизно однаковий внесок, то можна зробити висновок, що великий отвір вигородки, що

знаходиться на шляху між ТВЗ 2 та Д1 (рис. 2.13), зменшує вплив даної ТВЗ на сигнал детектора приблизно в 2 рази.

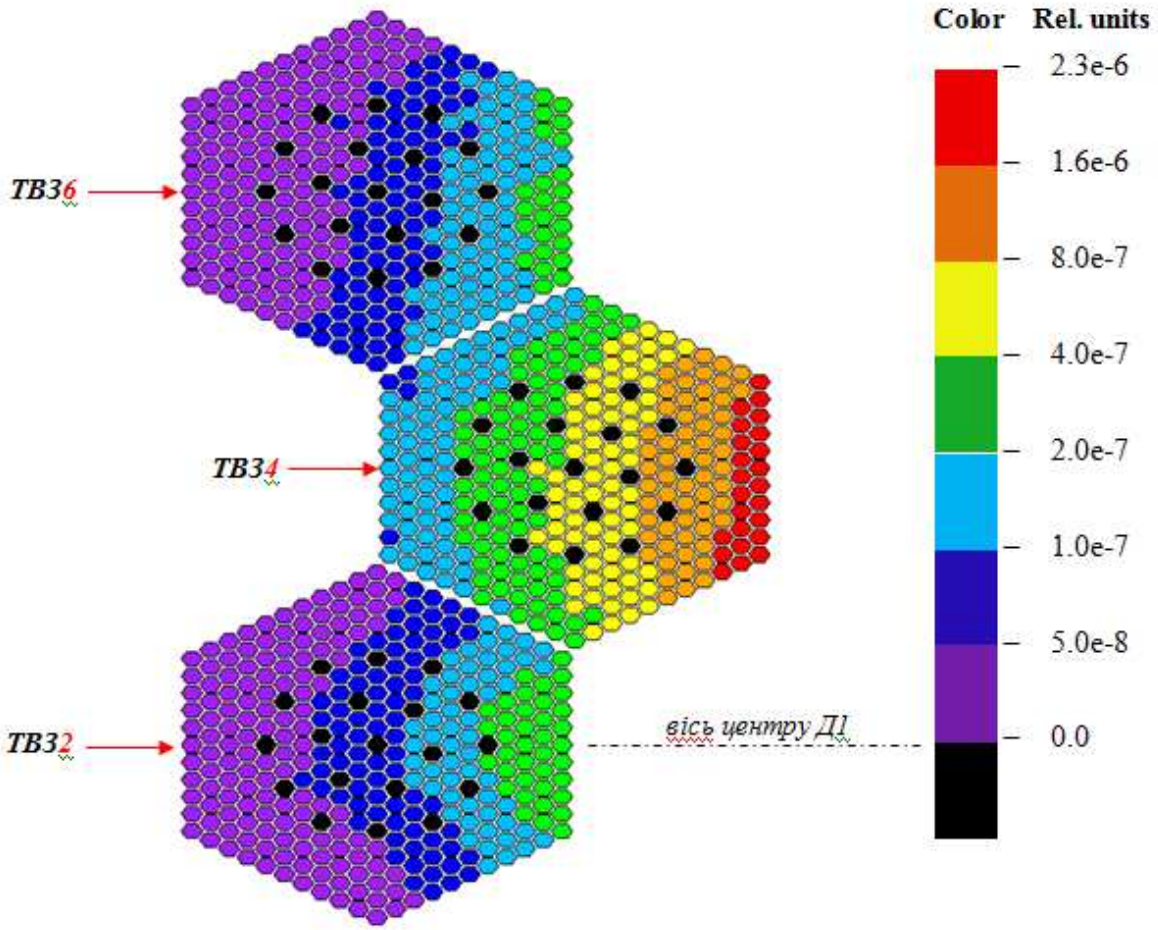


Рис. 2.15. Розподіл внеску 7-ої зони твелів ТВЗ 2, 4, 6 у сигнал детектора Д1.

Кожний твел моделі – джерело нейтронів (спектр Уатта) однакової потужності. Нейтрони поділу ^{235}U виключені з розрахунку в MCNP (NONU card), тому потвельні внески даної зони ТВЗ можна вважати ваговими коефіцієнтами. Для отримання реальних внесків частин твелів (ТВЗ) у сигнал детектора необхідно перемножити розраховані вагові коефіцієнти для заданого положення детектора на фактичну потужність зон твелів (для вказаних моментів паливної кампанії).

2.4.4. Результати розрахунку. Прецизійна модель

Найкраща статистична оцінка потвельних внесків зон ТВЗ у сигнал детектора в даній моделі може бути отримана за умови, коли розраховується одна зона по висоті ТВЗ з центром чутливої області детектора навпроти центру зони (рис. 2.16). Тоді можливо максимально обрізати незадіяні зони геометрії (напр., частини інших ТВЗ) та найбільш продуктивно спрямовувати виліт нейтронів у необхідний тілесний кут.

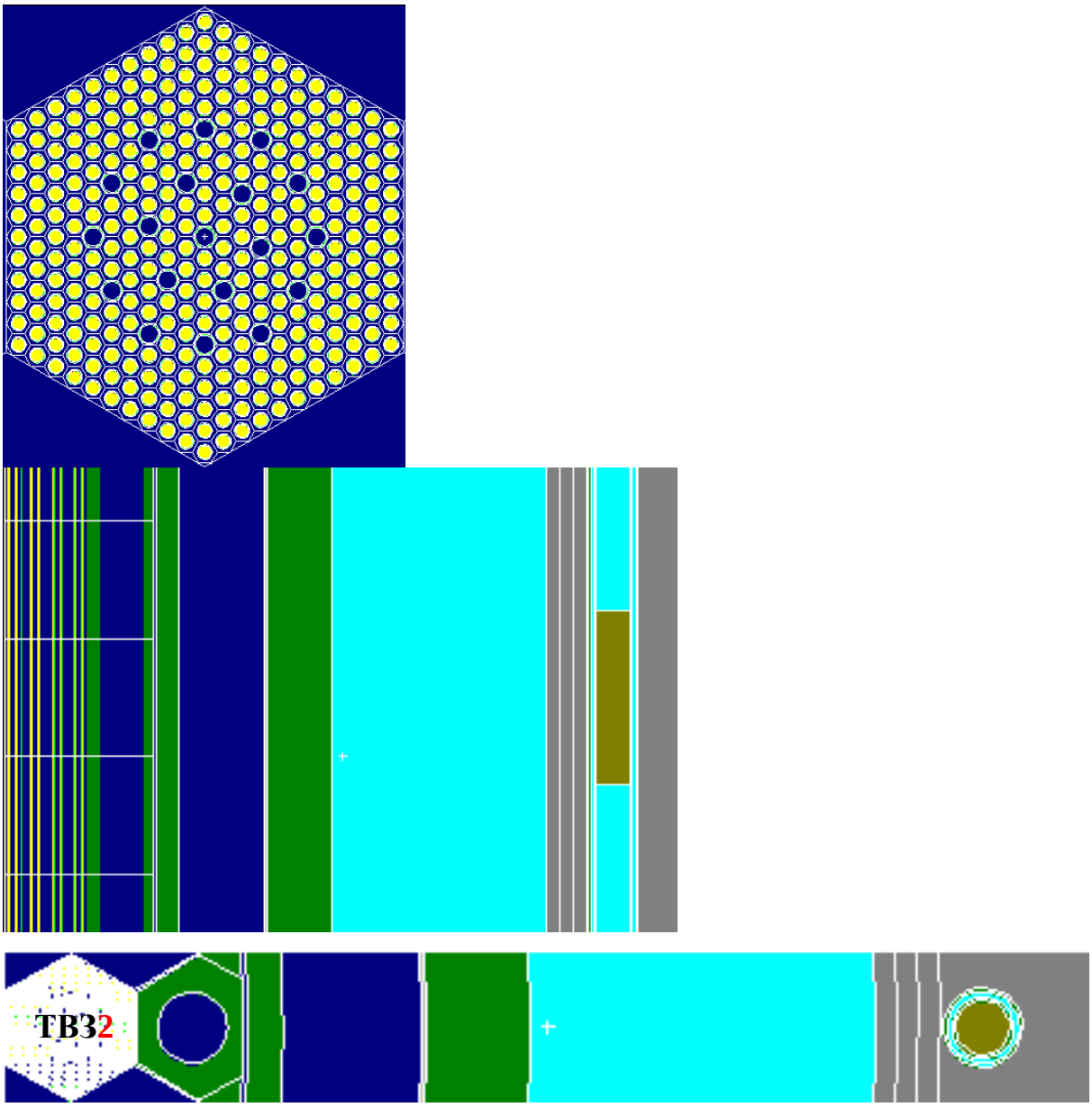


Рис. 2.16. Схема прецизійної моделі.

Результати потвельного внеску зони 6 ТВЗ 2 у вихідний сигнал детектора Д1 представлено на рис. 2.17.

З аналізу розподілу внесків по рядах ТВЗ (рис. 2.18) можна побачити зниження внесків від твелів центральної лінії (на вісі детектора) за рахунок каналів поглинаючих стрижнів СУЗ, заповнених водою. Якщо моделювати також поглинаючі стрижні в каналах, то спад нейтронного потоку буде значно більшим за рахунок поглинання ними нейтронів.

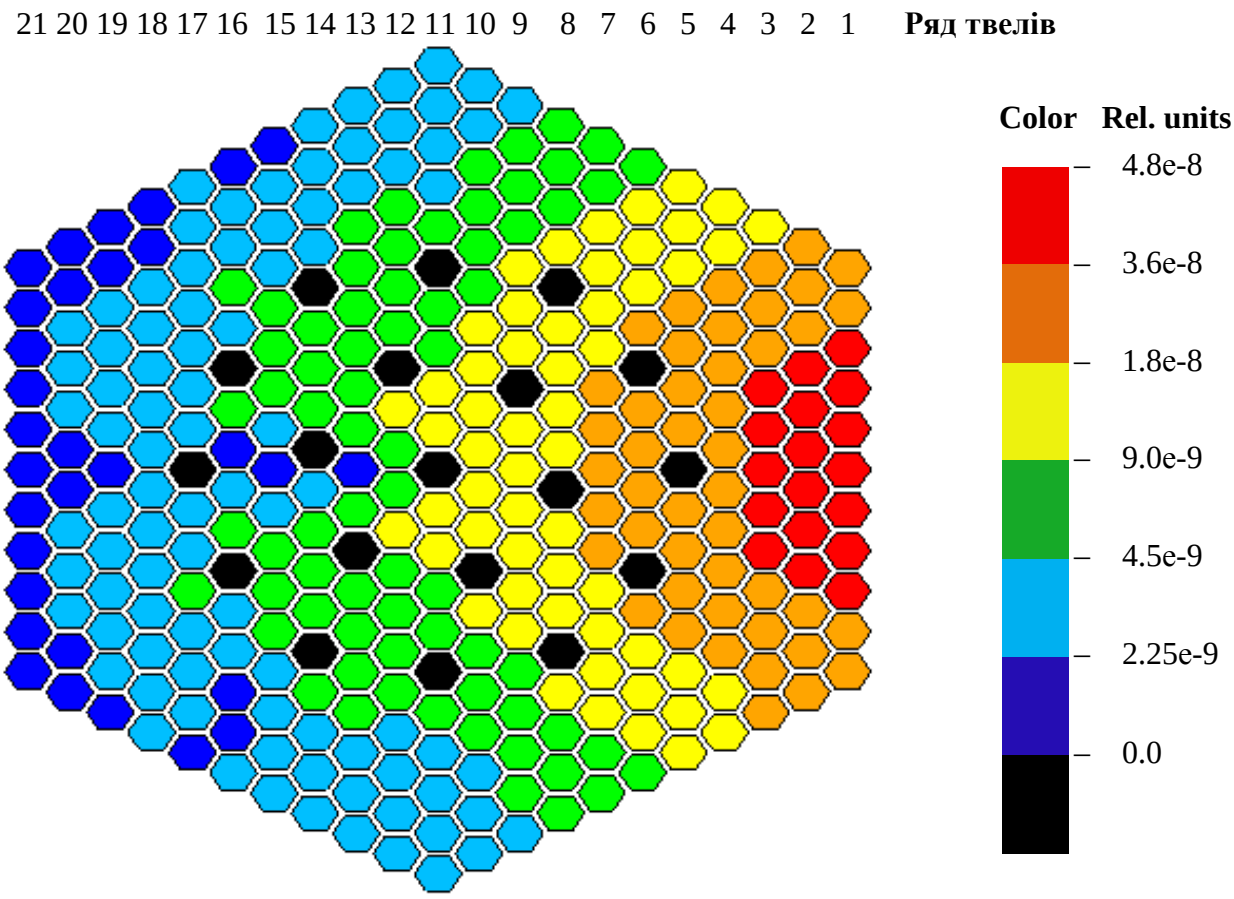


Рис. 2.17 Розподіл внеску 6-ої зони твелів ТВЗ2 у сигнал детектора Д1.

2.4.5. Вибір оптимального розташування іонізаційної камери по висоті в вимірювальному каналі «сухого» захисту реактора

Оскільки сигнал детектора визначається через згортку енергетичного флюенсу нейтронів у детекторі з перерізом (n, α) реакції на ^{10}B (рис. 2.19), тому особливості спектрального розподілу нейтронів за енергіями є автоматично врахованими в змодельованому сигналі детектора.

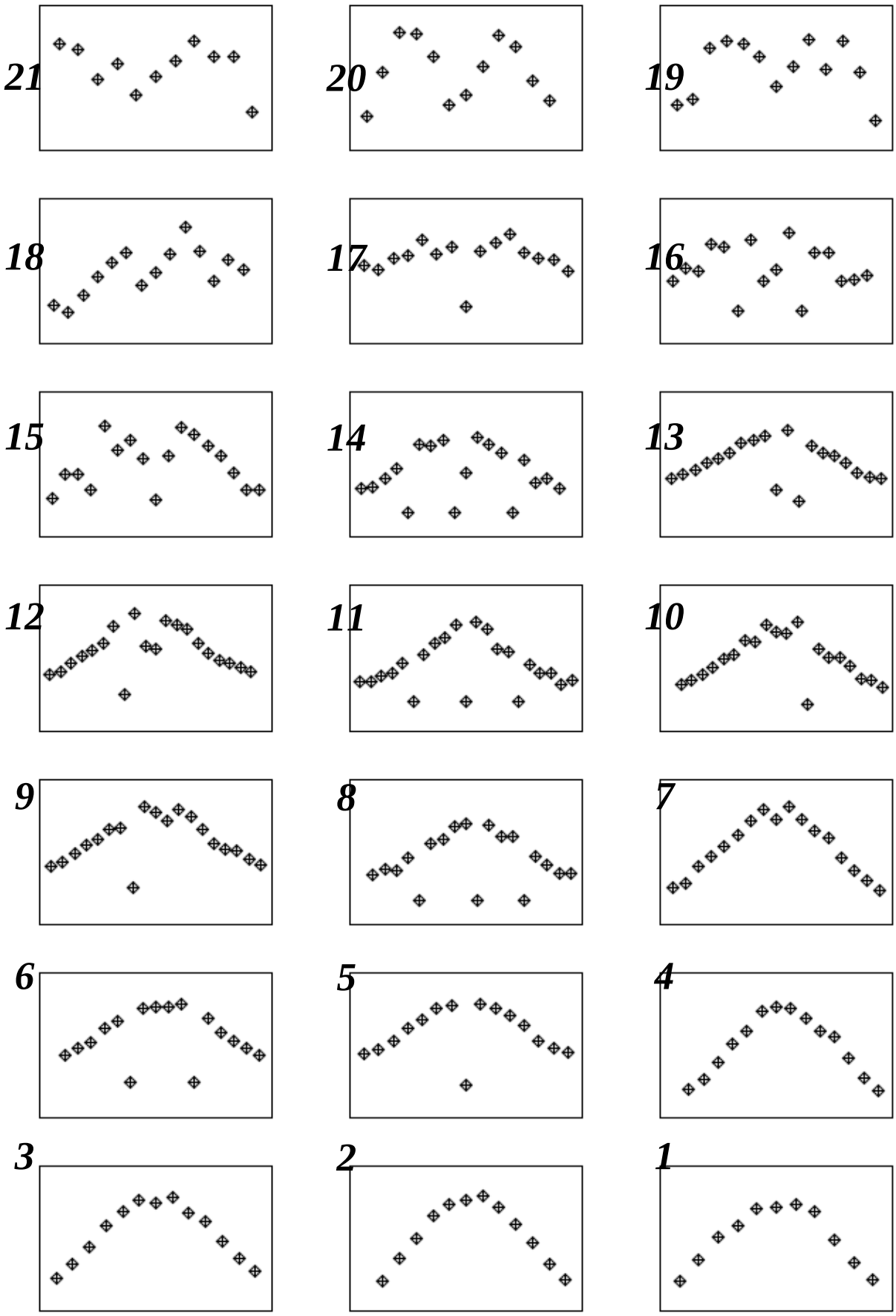


Рис. 2.18. Розподіл внесків зони 6 ТВЗ 2 у сигнал детектора Д1 по рядах твелів.

Для того, щоб визначити найкраще положення детектора по висоті каналу ІК, була змодельована детекторна збірка на всю висоту активної зони (353 см), поділена на 27 чутливих об’ємів по 13 см кожна (Рис. 2.20).

2.4.6. Результати розрахунку

Для ТВЗ 2, 3, 4, 6, 7 (рис. 2.21-2.25 відповідно) наведено розподіли відгуку детекторних збірок Д1 і Д2 із зазначенням відносного внеску даної ТВЗ в сигнал.

Отримані розподіли мають очікуваний характер з максимумом розподілу в центральній частині ТВЗ.

На вихідний сигнал ІК безпосередньо впливають як наявність різних конструкційних елементів на шляху нейтронів між активною зоною і детектором, так і аксіальна зміна поля енерговиділення реактора в залежності від навантаження ТВЗ і часу від початку паливної кампанії.

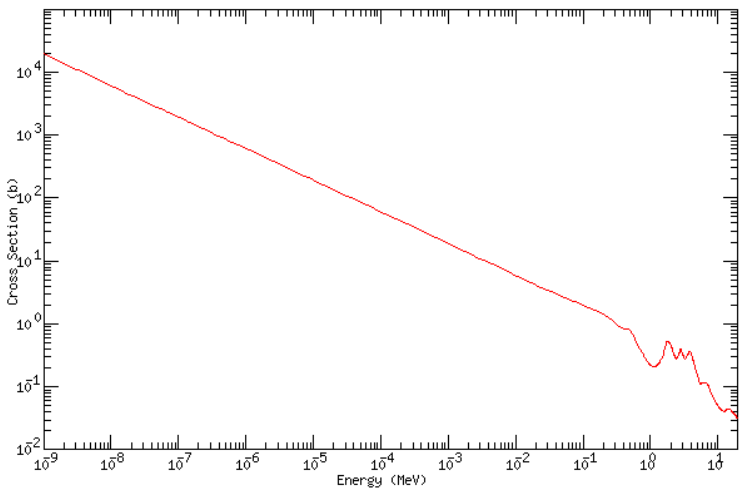


Рис. 2.19. Переріз реакції $^{10}B(n,\alpha)^{7}Li$

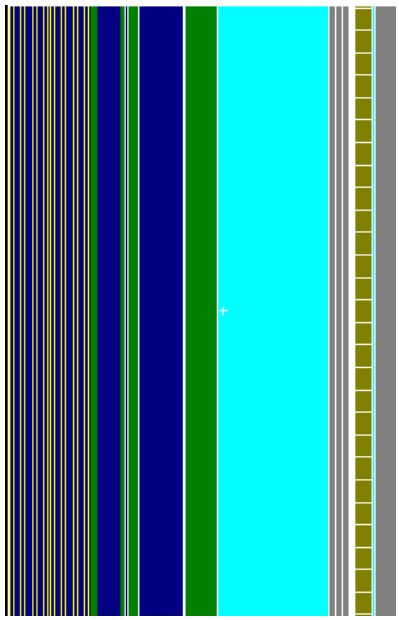


Рис. 2.20. Детекторна збірка у вимірювальному каналі.

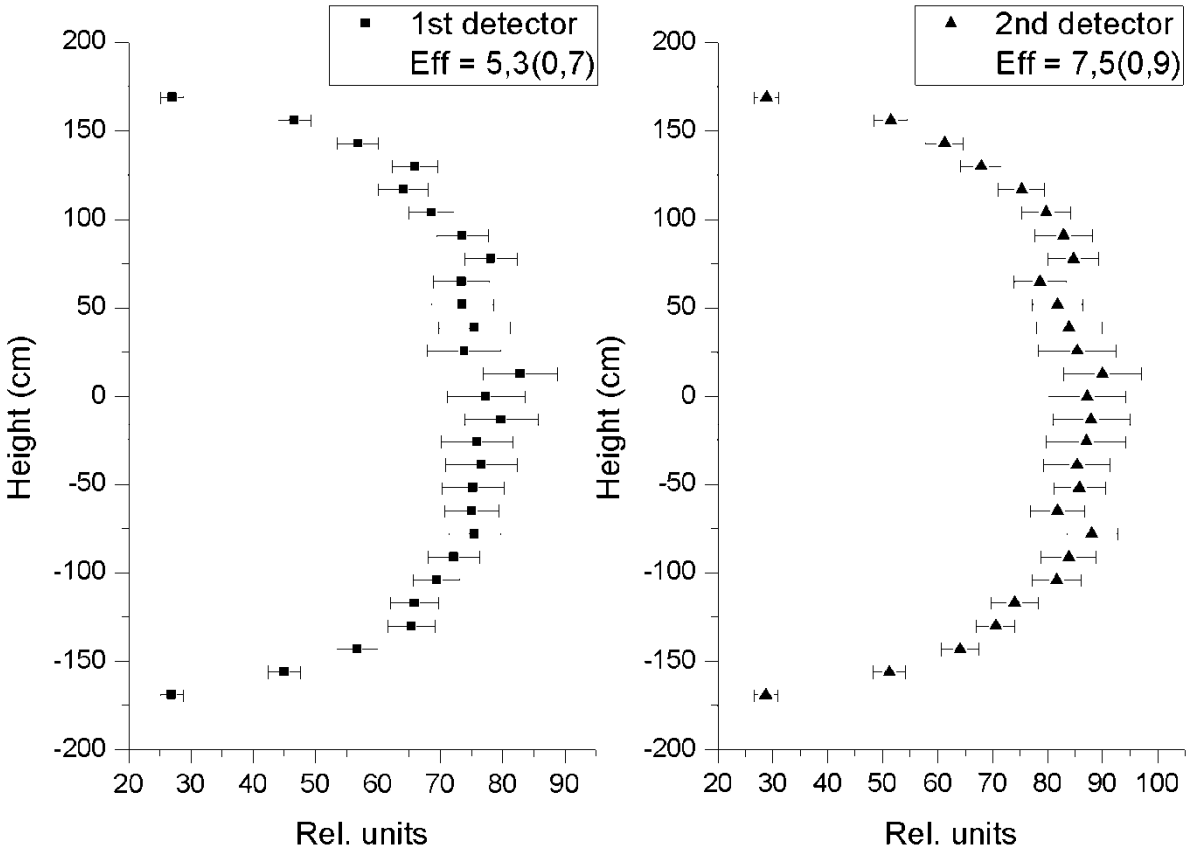


Рис. 2.21. Розподіл по висоті Д1 і Д2 сигналу від ТВЗ 2

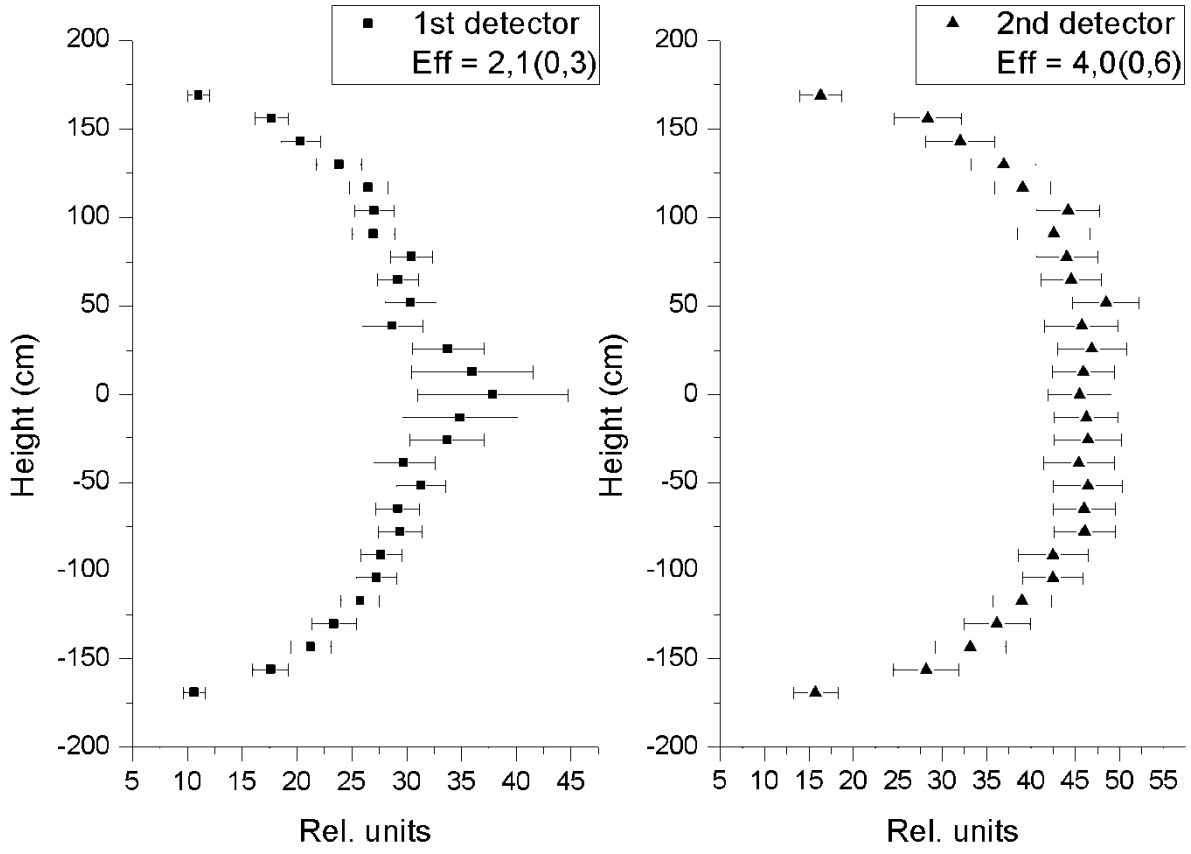


Рис. 2.22. Розподіл по висоті Д1 і Д2 сигналу від ТВЗ 3.

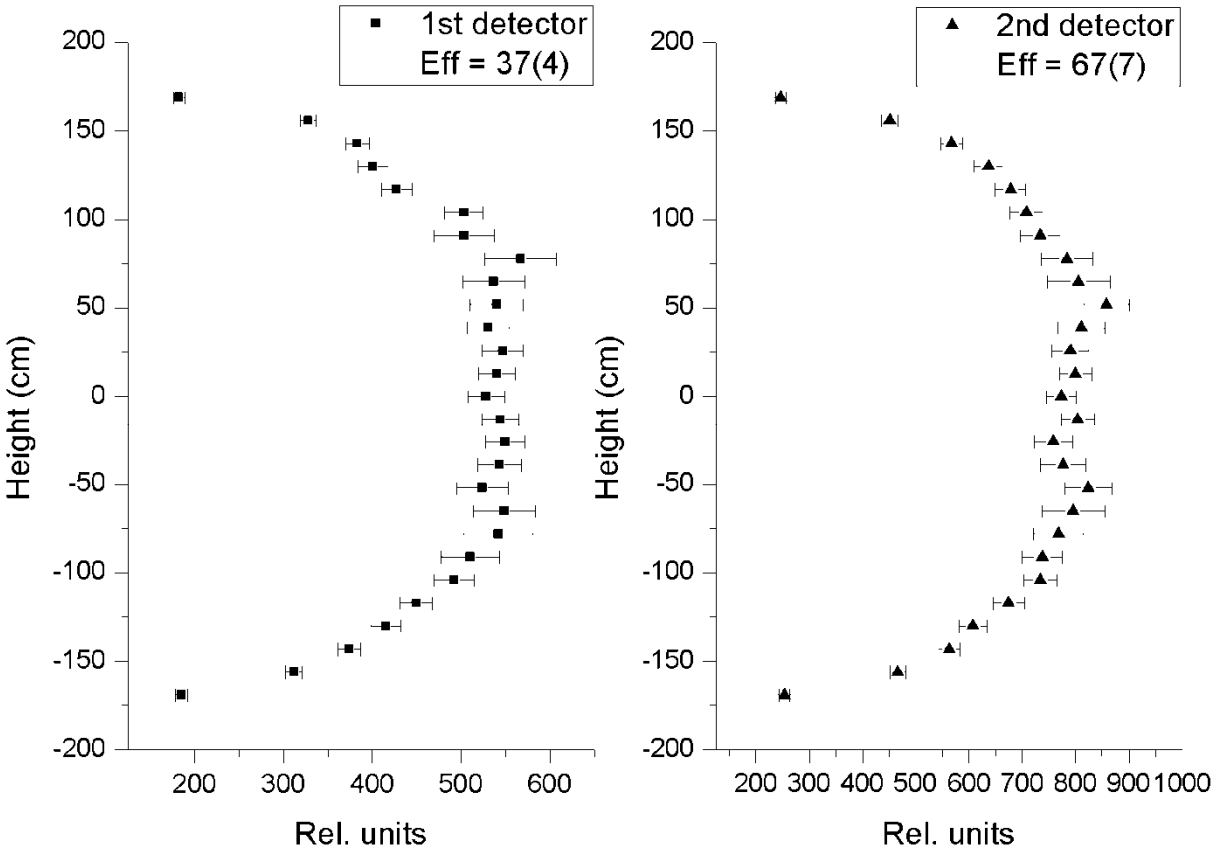


Рис. 2.23. Розподіл по висоті Д1 і Д2 сигналу від ТВЗ 4.

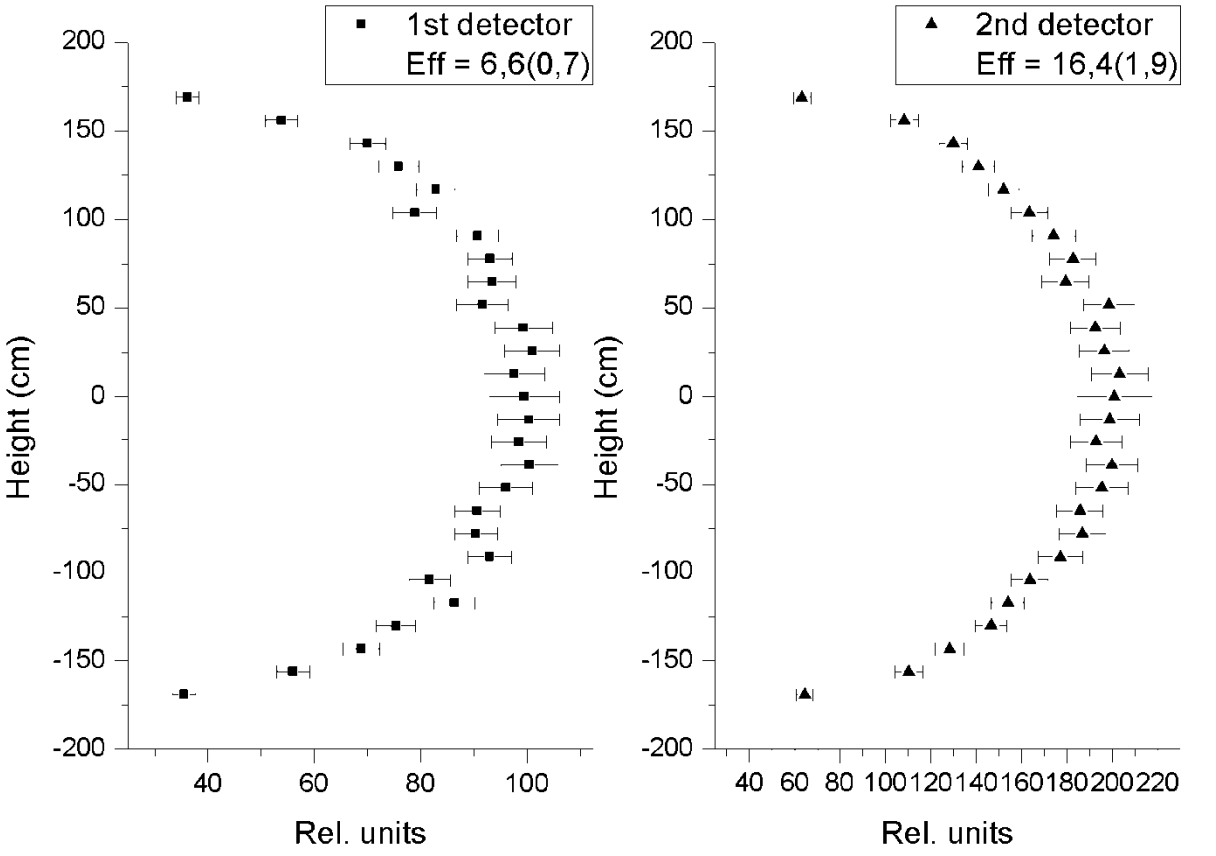


Рис. 2.24. Розподіл по висоті Д1 і Д2 сигналу від ТВЗ 6.

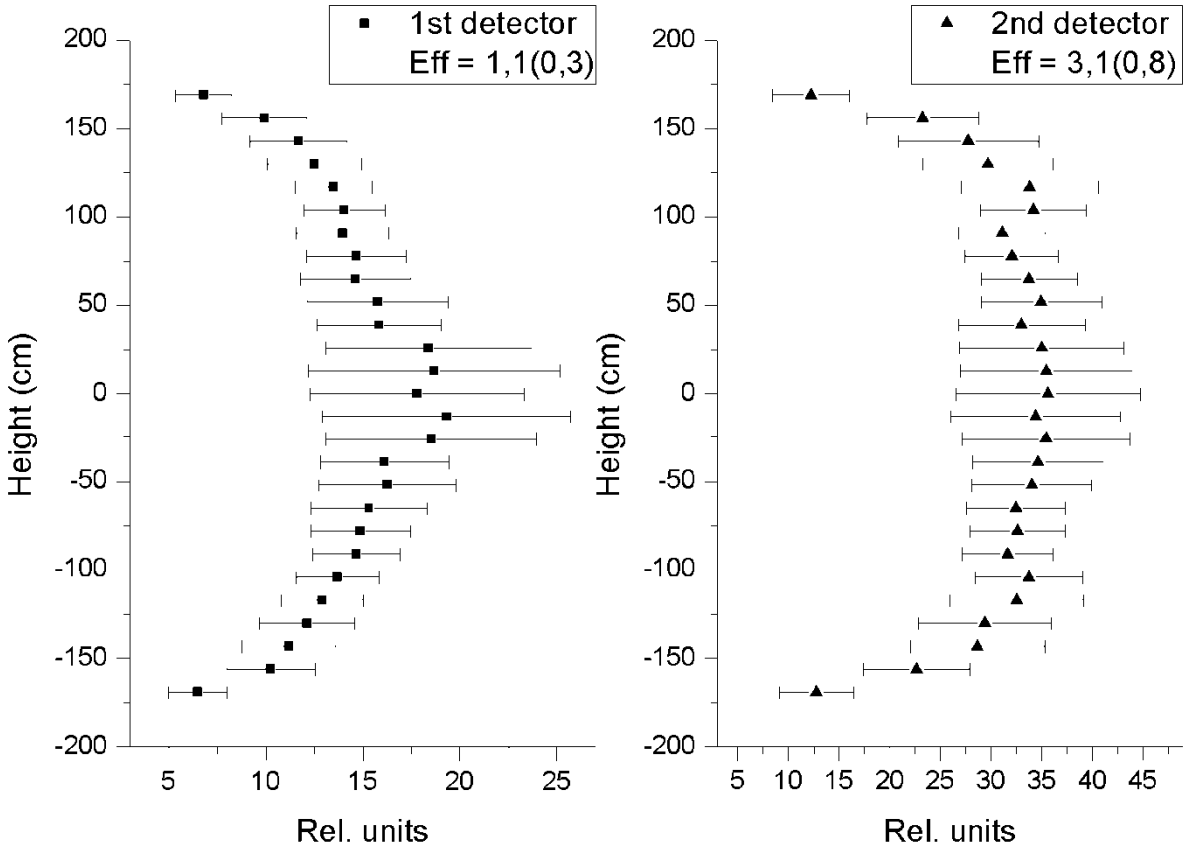


Рис. 2.25. Розподіл по висоті Д1 і Д2 сигналу від ТВЗ 7.

2.4.7. Висновки по п.2.4

Засобами коду MCNP було створено детальну по геометрії розрахункову модель сектора реактора ВВЕР-1000 для визначення просторового розподілу нейтронів у вимірювальних каналах для визначення особливостей формування сигналу ІК АКНП.

Отримано оцінки потвельного внеску периферійних ТВЗ у сигнал іонізаційної камери. Результати доводять очікуваний розподіл внеску в сигнал від твелів однакової потужності, що підтверджує обґрунтованість розрахункової моделі. Для отримання фактичного внеску окремих твелів у сигнал ІК для реального розподілу потужності по твелах, необхідно помножити отримані в моделі потвельні внески (вагові коефіцієнти) на фактичні потужності твелів для обраного моменту паливної кампанії.

Аналіз результатів по визначенню оптимального положення ІК в вимірювальному каналі дозволив визначити діапазон можливого розташування ІК за висотою вимірювального каналу АКНП для

забезпечення найбільшої чутливості в разі розташування двох і більше детекторів по висоті в одному вимірювальному каналі.

2.5. Індивідуальні параметри ДПЗ

2.5.1. Лінійне енерговиділення твелів

У реакторі ВВЕР лінійне енерговиділення (ЛЕВ) твелів є важливим експлуатаційним показником безпеки і надійності експлуатації палива. Лінійне енерговиділення (Вт/см) однозначно визначає й інші важливі показники енергонапруженості палива в активній зоні: питоме енерговиділення в паливі (Вт/см^3) і щільність теплового потоку з поверхні твела (Вт/см^2). Ці параметри використовуються для розрахунків критичного теплового потоку при визначенні «запасу до кризи теплообміну», а також для отримання величин температури палива і оболонки твела – важливих параметрів безпеки [64].

Контроль ЛЕВ в СВРК за період експлуатації ВВЕР зазнав кількох модернізацій, зумовлених, перш за все, впровадженням сучасних технічних засобів і прикладного програмного забезпечення (ПЗ), а також підвищенням вимог до точності визначення ЛЕВ. У даний час у роботі СВРК ВВЕР-1000 АЕС України для відновлення полів енерговиділень по об’єму активної зони використовуються програмне забезпечення (ПЗ) «КРУЇЗ» розробки РФ, а на блоках, на яких планується завантажувати паливо виробництва компанії Westinghouse, впроваджується ПЗ BEACON розробки Westinghouse. Відсутність в Україні ПЗ власної розробки буде призводити до проблем в експлуатації СВРК у майбутньому [192]. Для вирішення завдання розробки вітчизняного прикладного ПЗ СВРК, поряд з освоєнням програм підготовки нейтронно-фізичних констант і програм розрахунку нейтронно-фізичних характеристик активної зони ВВЕР-1000, необхідно вирішити задачу коректного врахування і відновлення струму ДПЗ в залежності від зміни параметрів активної зони: вигоряння

палива, температури і концентрації борної кислоти в теплоносії, положення ОР СУЗ, та ін.

Для вирішення такого завдання пропонується використовувати розроблену нами в коді MCNP модель формування струму ДПЗ. Аналогічні моделі в коді MCNP було розроблено автором дисертації в рамках розробки глави 8 «Ядерна безпека» [197]. Валідацію моделей ТВЗ ВВЕР-1000 в коді MCNP було проведено на великій базі критичних експериментів, опис одного з критичних експериментів представлено в [289]. Додатково проводилося порівняння результатів, отриманих на моделях критичності ТВЗ-1000 і ТВЗ-440 в кодах MCNP і SCALE [197].

Додаткові матеріали про валідації моделі ТВЗ ВВЕР-1000 представлено в [140, 141, 164]. У роботі [164] представлено порівняння розрахункових і експериментальних даних по температурному коефіцієнту реактивності ТВЗ ВВЕР-1000 різного збагачення. У роботах [140, 141] представлено результати визначення параметрів вигоряння емітера ДПЗ, отриманих в коді MCNP, і відзначено прийнятні збіги з параметрами вигоряння родієвого емітера, що використовується сьогодні в СВРК [198].

У рамках валідації моделі ТВЗ ВВЕР-1000 в коді MCNP проведено порівняння спектральних параметрів нейтронного потоку в місці розташування ДПЗ, отриманих в коді MCNP і в коді MCU, розробленим у НЦ «Курчатовський інститут» [201].

СВРК нового покоління характеризуються наступними ознаками:

- збільшеною кількістю он-лайн інформації;
- високою швидкодію;
- підвищеною надійністю;
- доданими новими функціональними можливостями з новими захисними і керуючими функціями;
- поліпшеним інтерфейсом і можливістю повної архівації вихідних даних.

У СВРК ВВЕР-1000 ЛЕВ визначається за сигналами 448 ДПЗ: 64 КНВ, кожен КНВ включає 7 ДПЗ, рівномірно розташованих по висоті КНВ [52, 168]. При визначенні ЛЕВ твелів в СВРК важливе завдання відводиться підтвердженню коректності вирішення задачі переходу від струмів ДПЗ до ЛЕВ. Для цього в СВРК реалізується періодична розрахункова процедура з узгодження показань ДПЗ з результатами нейтронно-фізичних розрахунків [92, 192].

ДПЗ функціонально є джерелом струму, що виникає за рахунок руху електронів, які утворюються в нейтронно-чутливій частині детектора (емітер) при β-розпаді ядра, активованого під дією нейтронів. Емітери виготовляють з матеріалів, що мають великі перерізи радіаційного поглинання, і є β-активними з невеликим періодом напіврозпаду. Зазвичай використовують ^{103}Rh, ^{51}V, ^{55}Mn.

Конструктивно ДПЗ складається з емітера і колектора, між якими знаходиться ізолятор Al_2O_3 (в деяких моделях ДПЗ ізолятор MgO) [168]. При опроміненні нейтронами детектора на ядрах емітера відбувається реакція радіаційного поглинання. Утворюється β-радіоактивний елемент, що випромінює електрони внаслідок розпаду ядер, які, дрейфуючи через ізолятор, потрапляють на колектор і утворюють у зовнішньому ланцюгу струм, що реєструється в апаратурі СВРК. У реакторах ВВЕР-1000 використовуються детектори з родієвим емітером. Схему активації і розпаду ^{103}Rh представлено на рис. 2.26.

Нейтронно-чутлива частина ДПЗ для ВВЕР-1000 виконана з родієвого дроту діаметром 0,48 мм, довжиною 250 мм, кроком розташування по висоті ТВЗ 437,5 мм (в КНВ ВВЕР-440 – довжина детектора 200 мм, крок розташування – 305 мм) [52].

Вихідний сигнал ДПЗ є пропорційним щільності нейтронного потоку в місці його розташування, тож величина сигналу ДПЗ зумовлена, в першу чергу, величинами енерговиділення в найближчих твелах.

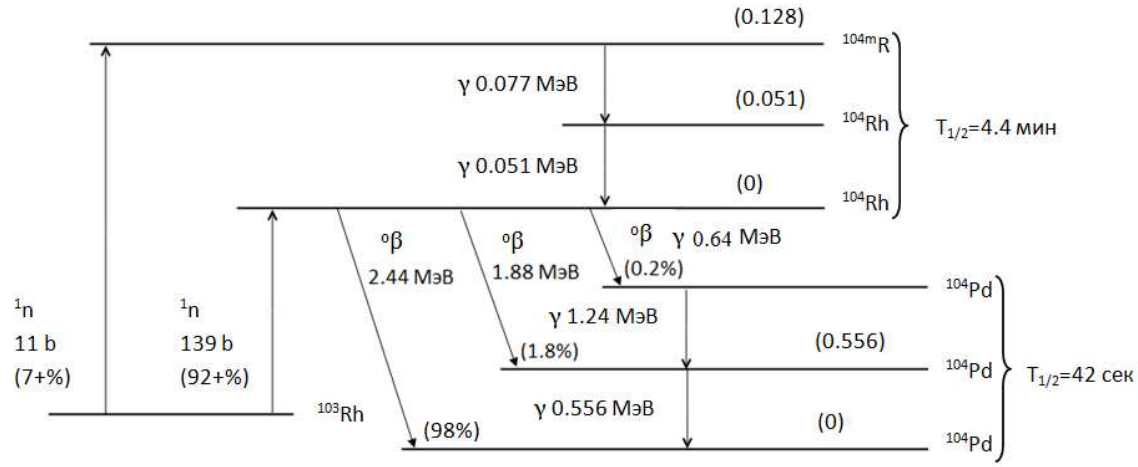


Рис.2.26. Схема активації та розпаду ^{103}Rh

Внесок до сигналу ДПЗ обумовлений наступними складовими [44, 46]:

– запізнілим компонентом – внаслідок β-розпаду активованих ядер родію (див. рис. 2.26), що становить 92 ÷ 95 % від величини всього сигналу;

- миттєвим компонентом – внаслідок Комптон-ефекту, пов'язаним з випромінюванням жорстких фотонів і утворенням електронних пар, що становить приблизно 3 ÷ 5 % від величини всього сигналу;

- миттєвим компонент від реакторних фотонів, з ~ 1,5 % внеском від величини всього сигналу;

- запізнілою фотонною складовою, що зумовлена продуктами розподілу ядерного палива, з ~ 1 % від величини всього сигналу;

- фоновим струмом лінії зв'язку.

Сигнал ДПЗ залежить від спектра нейтронів, що є наслідком впливу на зміну мікроперерізів поглинання ^{103}Rh як загального закону 1/v, так і можливо різним ступенем залежності від енергії нейтронів (відхилення від закону 1/v та фактору Весткотта) мікроперерезів утворення ^{104m}Rh і ^{104}Rh (рис. 2.27). Це проявляється в результатах досліджень складових струму ДПЗ в різні моменти паливної кампанії, а також на реакторах з різними характеристиками за параметрами потоку теплових нейтронів [24, 52].

Також необхідно враховувати, що на коефіцієнт переходу від струму ДПЗ до енерговиділення впливатиме різна енергетична залежність мікроперерезів поглинання нейтронів в урані і плутонії, що також по всьому спектру не збігається з енергетичною залежністю мікроперерезів родію. Для врахування такої відмінності необхідно додатково ввести спектральний коефіцієнт переходу від зареєстрованого сигналу ДПЗ до енерговиділення в контрольованому детектором об'ємі активної зони.

Усі перелічені вище процеси мають бути врахованими в коефіцієнтах переходу від енерговиділення в твелах, що оточують ДПЗ, до струму ДПЗ – у так званому геометричному факторі. Традиційно прийнято визначати такий коефіцієнт переходу для шести найближчих твелів [92, 199]. Отримані результати дозволяють визначати коефіцієнт переходу для довільного числа шарів твелів, що оточують ДПЗ. Так, наприклад, частка в сигнал ДПЗ від твелів 1-го ряду від центральної трубки ТВЗ, тобто від 6-ти найближчих твелів, становить ~ 6 %, а, наприклад, від 4-х рядів твелів ~ 36 %.

Спрощена схема визначення ЛЕВ ТВЗ q_{ij} в місці розміщення ДПЗ визначається за формулою [52]:

$$q_{ij} = a_{ij}(I_{ij} - b_j I_i^{\Phi}),$$

де I_{ij} – значення струму *j*-го ДПЗ в *i*-ому КНВ;

I_i^{Φ} – значення фонового струму в *i*-ому КНВ;

a_{ij} і b_j – коефіцієнти, що періодично розраховуються в СВРК.

Коефіцієнти a_{ij} залежать від зміни параметрів, що характеризують склад активної зони поблизу розташування ДПЗ:

- збагачення і вигоряння палива;
- температури і тиску теплоносія;
- концентрації борної кислоти в теплоносії 1-го контуру.

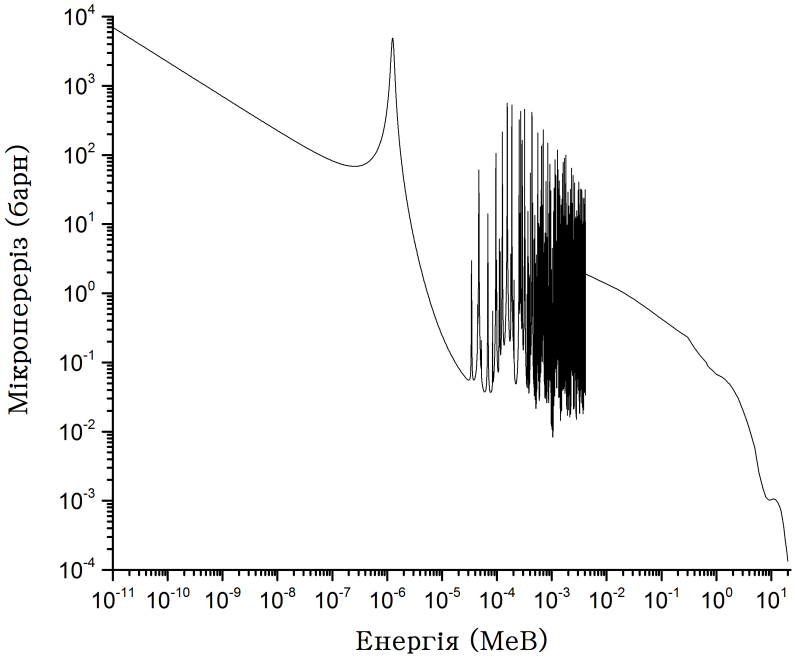


Рис. 2.27. Микропереріз поглинання нейтронів на ^{103}Rh

Коефіцієнти визначають частку виміряного фонового струму I_i^{Φ}, яка відноситься до *j*-го ДПЗ в *i*-ому КНВ.

У КНВ перших поколінь застосовувалася загальна фонова жила для всіх ДПЗ, розташованих в КНВ [52, 199]. Для врахування впливу фонового струму на сигнал і-го ДПЗ застосовувався також алгоритм, що дозволяє врахувати частку фонового струму, що є пропорційною довжині лінії зв'язку і-го ДПЗ і ЛЕВ на довжині лінії зв'язку цього ДПЗ. У даний час кожен ДПЗ має як сигнальну, так і фонову жили, струми яких віднімаються апаратно.

У ВВЕР-1000 проектом передбачено такі обмеження за ЛЕВ:

- для шарів від низу активної зони до її середини – 448 Вт/см;
- з середини активної зони до верху активної зони лінійне зменшення з реперною точкою на висоті 80 % від низу активної зони – 360 Вт/см.

Можливості сучасної СВРК-М дозволяють реалізувати додаткові нові функції: захист по локальним розрахунковим параметрам активної

зони: ЛЕВ твелів, запас до кризи теплообміну, що мають бути реалізованими відповідно до вимог НТД [147].

Для коректного вирішення задачі – визначення функції переходу від струму ДПЗ до ЛЕВ необхідно вирішити наступні підзадачі:

- врахування вигоряння матеріалу емітера ДПЗ в процесі його роботи;

- визначити геометричний фактор, а саме, внесок твелів, що оточують ДПЗ, у сигнал ДПЗ;

- визначити вплив зміни спектру нейтронів на сигнал ДПЗ в процесі кампанії реактора;

- визначити вплив на сигнал ДПЗ зміни наступних параметрів: вигоряння палива, концентрації борної кислоти в теплоносії 1-го контуру, температури теплоносія.

У середині 90-х рр. було розроблено алгоритми розрахунку перехідної функції для конкретних ТВЗ, що застосовуються в ВВЕР-1000 [199]. На сьогодні розвиток і застосування нейтронно-фізичних і імовірнісних програм дозволяють уточнити ці алгоритми, а також використовувати їх для розрахунку перехідної функції для нових типів палива.

Нами, використовуючи результати моделювання в програмі MCNP процесу формування сигналу ДПЗ від нейтронів, що генеруються твелами самої ТВЗ, в якій знаходиться ДПЗ, а також твелами сусідніх ТВЗ, визначено функції переходу від сигналу ДПЗ до лінійного енерговиділення, в тому числі:

- що кількісно характеризують вплив температури теплоносія і концентрації борної кислоти в теплоносії 1-го контуру на сигнал ДПЗ;
- що визначають межі просторової чутливості детектора до енерговиділення в твелах ТВЗ.

Модель для числових розрахунків побудовано на основному процесі формування сигналу, а саме, на процесі активації родієвого

емітера під дією потоку нейтронів. Для оцінки впливу параметрів активної зони реактора на формування сигналу в детекторі використовувався спеціалізований код MCNP4C [243].

Для визначення зони чутливості ДПЗ до нейтронів, що генеруються в оточуючих твелах, враховуючи симетрію задачі для центральних ТВЗ, в моделі було враховано лише дві сусідні ТВЗ. За таких припущень для моделювання сигналу ДПЗ досить розглянути 60^{O} сектор симетрії, до якого потрапляють твели у ТВЗ з розміщеним у неї ДПЗ, а також твели сусідньої ТВЗ. На рис. 2.28 зображено поперечний розріз моделі, а також виділено розрахункову область 60^{O} сектора симетрії.

Беручи до уваги симетрію моделі у формуванні сигналу ДПЗ у вертикальному напрямку, при моделюванні джерелом нейтронів було обрано ділянку ТВЗ в 60^{0} секторі симетрії висотою 1250 мм з 5 значеннями висоти ДПЗ через кожні 250 мм. Змодельований сектор ТВЗ було розподілено по висоті на 5 зон по 250 мм кожна для визначення диференціального внеску в сигнал ДПЗ від кожної зони. Схему взаємного розташування зон ТВЗ і ДПЗ представлено на рис. 2.29.

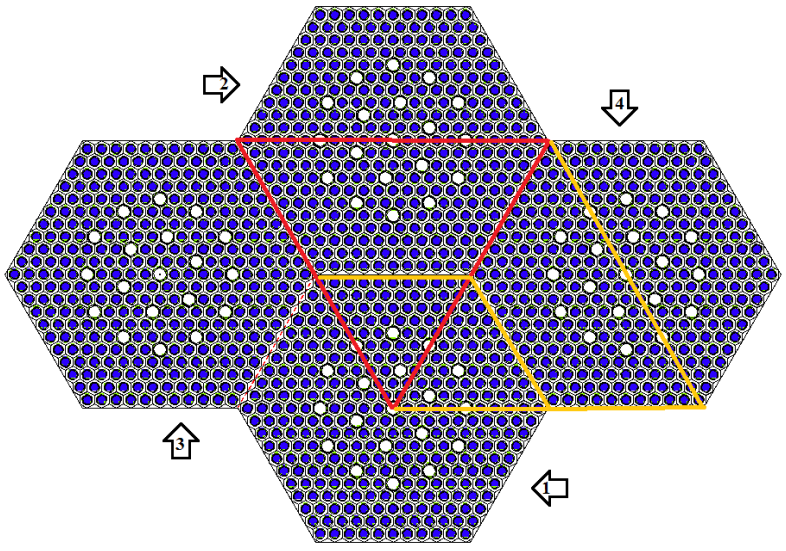


Рис. 2.28. Переріз моделі ТВЗ.

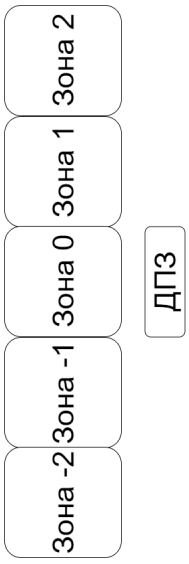


Рис. 2.29. Схема розміщення ТВЗ і ДПЗ

На рис. 2.30 представлено схему розташування ДПЗ і першого ряду навколишніх твелів. У табл. 2.19 наведені основні параметри моделі ДПЗ і твел, при цьому крок розташування твелів склав 12,75 мм; а крок решітки обрано трикутним.

На рис. 2.31 представлено загальноприйняту нумерацію твелів у ТВЗ. Далі в представленні деяких результатів розрахунків використовується саме така нумерація твелів.

Таблиця 2.19

Основні параметри моделі ДПЗ і твел

Параметр	ДПЗ			твел	
	емітер	ізолятор	колектор	таблетка	оболонка
внутрішній діаметр, мм	0	0,48	1,0	0	7,79
зовнішній діаметр, мм	0,48	1,0	1,3	7,57	9,1
Довжина, мм	250	250	250	3530	3530
Матеріал	Rh	Al_2O_3	сталь	UO_2,	Zr+ 1% Nb
Густина, г/см^3	12,41	3,99	7,8	10,4	6,55

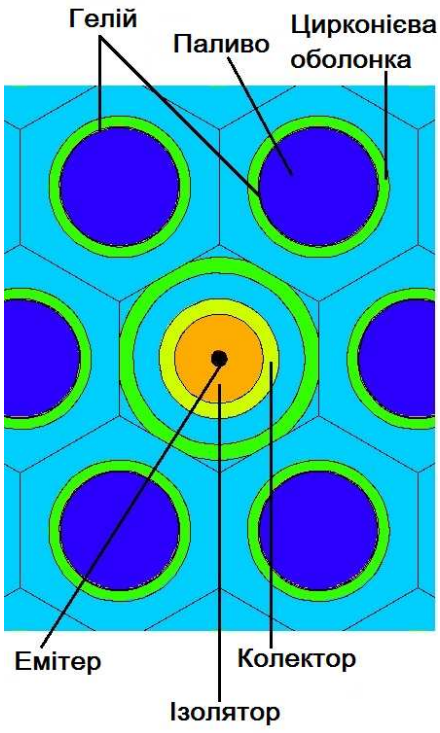


Рис. 2.30. Центральна частина ТВЗ з ДПЗ

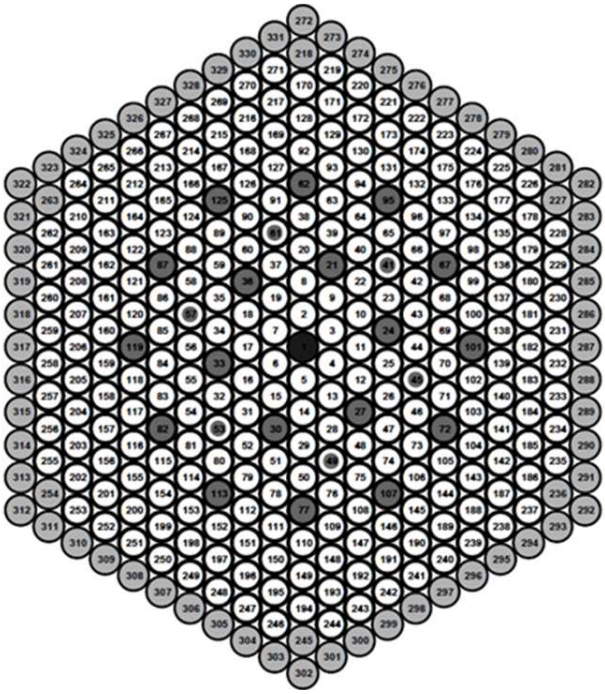


Рис. 2.31. Загальноприйнята нумерація твелів у ТВЗ

Метою моделювання було визначити чутливість моделі формування сигналу ДПЗ до зміни таких параметрів РУ, як температура теплоносія та концентрація борної кислоти в теплоносії.

Аналіз результатів моделювання показав, що розроблена модель формування сигналу ДПЗ дозволяє отримати необхідні коефіцієнти переходу від струму ДПЗ до ЛЕВ «сусідніх» твелів ТВЗ, де розташовано КНВ.

Внесок у сигнал ДПЗ від твелів сусідніх (суміжних) ТВЗ становить 25-30 % в залежності від температури теплоносія і концентрації борної кислоти. Тому основну увагу в поданні результатів розрахунку приділено саме внеску від твелів ТВЗ, де розташовано ДПЗ.

Проведений аналіз чутливості моделі формування струму ДПЗ по відношенню до досліджуваних факторів впливу, а саме концентрації борної кислоти в теплоносії та температури теплоносія, показав, що модель дозволяє надійно «фіксувати» вплив на струм ДПЗ зміни температури теплоносія на ~1 ^{o}C, а концентрації борної кислоти на ~0,1 г/кг. Таким чином, один з дуже важливих висновків аналізу результатів моделювання є таким: геометричний і спектральний чинники залежать від місця розташування ДПЗ в КНВ (верх, низ). Також розташування ДПЗ в КНВ впливатиме і на ступінь вигоряння емітера [141], а в даний час у СВРК прийнято загальну для всіх ДПЗ модель врахування вигоряння емітера ДПЗ [198].

У роботах [140, 141, 187] представлено дані по чутливості моделі до зміни розмірів емітера ДПЗ, а також до зміни розмірів паливної таблетки, оболонки твела і кроку розташування твелів. Так, наприклад, зменшення діаметра емітера на 0,048 мм призводить до зменшення сигналу ДПЗ більш, ніж на 20 %, а зменшення зовнішнього діаметра таблетки палива на 0,1 мм призводить до збільшення коефіцієнта розмноження нейтронів на величину 0,005. Дані по чутливості моделі до зміни розмірів паливної таблетки наведено для випадку «пошкодження»

оболонки твела і заповнення водою зазору між оболонкою і паливної таблеткою [197].

На рис. 2.32, 2.33 представлено результати розрахунку внесків від твелів розрахункової області в сигнал ДПЗ для різних станів активної зони по температурі теплоносія і концентрації борної кислоти.

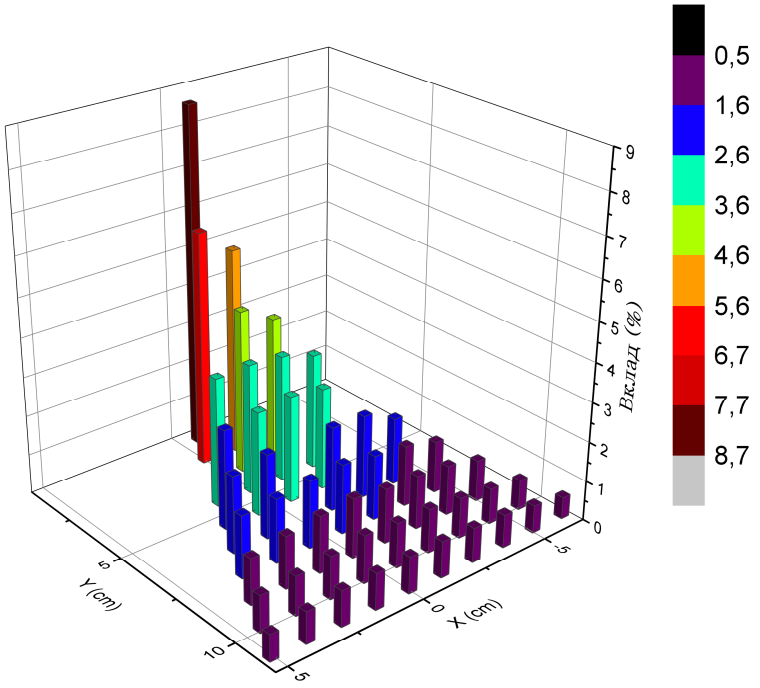


Рис. 2.32. Внесок у сигнал ДПЗ від твелів ТВЗ-1 для стану: температура теплоносія 290 ^{o}C, концентрація борної кислоти 0 г/кг.

Розподіл внеску в сигнал ДПЗ (в %) від зон по висоті ТВЗ, в якій розташований ДПЗ, представлено в Табл. 2.20.

Таблиця 2.20

Розподіл внеску в сигнал ДПЗ (в %) від зон по висоті ТВЗ.

Температура т/н, С	Концентрація б/к, г/кг	Зона 0	Зона (-1 + 1)	Зона (-2 +2)
290	0	77,81	21,91	0,28
290	5	78,70	21,03	0,26
320	0	77,04	22,63	0,33
320	5	77,83	21,86	0,31

На рис. 2.34 представлено зміну внеску від «середнього» твела в залежності від номера ряду твелів.

Сумарний внесок у сигнал ДПЗ від твелів далекої половини сусідньої ТВЗ є менше від 4 %. Таким чином, показано, що внесок від твелів суміжних з сусідньої ТВЗ є не більшим від 1 %, а від одиночного твел ~ 0,001%.

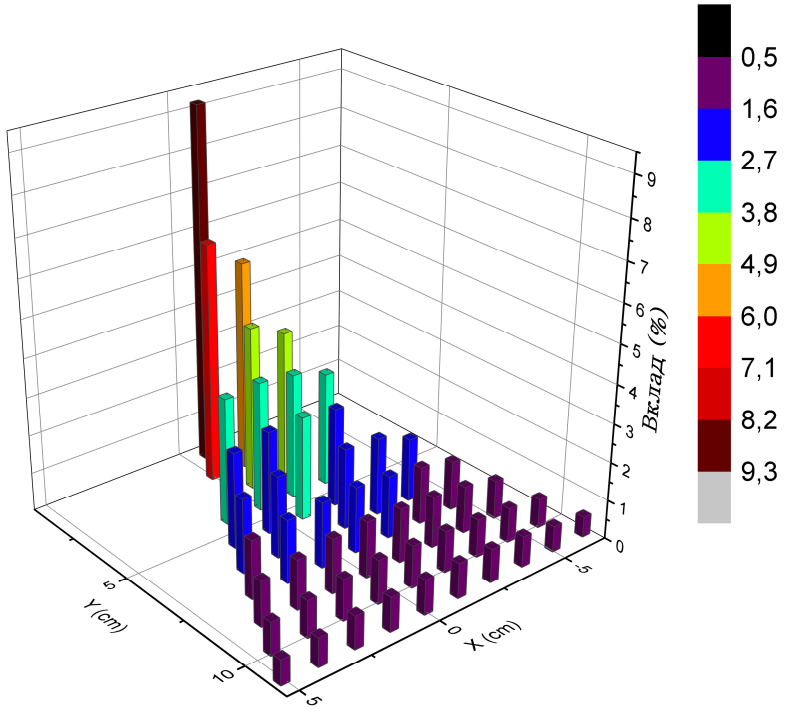


Рис. 2.33. Внесок в сигнал ДПЗ від твелів ТВЗ-1 для стану: температура теплоносія 290 ^{o}C, концентрація борної кислоти 5 г/кг.

У табл. 2.21 представлено інформацію про внесок у сигнал ДПЗ від рядів твелів в ТВЗ-1 і в ТВЗ-2.

Енергетична залежність перерізу радіаційного поглинання нейтронів ядрами ^{103}Rh визначає, що ДПЗ, розміщені в місцях з однаковою тепловою потужністю ділянок ТВЗ, але з різним спектром нейтронів, будуть генерувати різні струми, при цьому більший струм буде згенеровано в більш жорсткому спектрі нейтронів. Зміна ізотопного складу ядерного палива і накопичення ізотопів плутонію протягом паливної кампанії також призводить до зміни спектру нейтронів, тому в

задачі відновлення ЛЕВ важливою є задача визначення та врахування спектрального фактора.

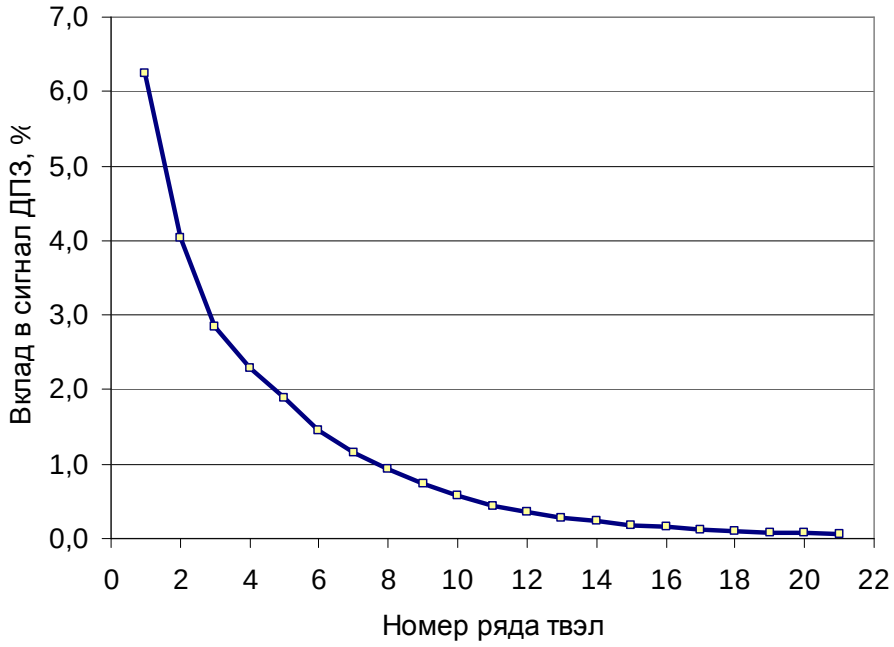


Рис. 2.34. Внесок у сигнал ДПЗ від одного «середнього» твелу ряду

2.5.2. Висновки по п.2.5

Отримані результати дозволяють оцінити фактори, що впливають на формування сигналу ДПЗ та їх зміну в процесі паливної кампанії. Результати моделювання дозволяють підвищити точність визначення геометричного і спектрального факторів, які суттєво впливають на точність відновлення ЛЕВ в ТВЗ.

Дослідження на моделі формування струму ДПЗ проводяться на замовлення ПАТ СНВО «Імпульс», а результати досліджень було використано при обґрунтуванні необхідності розробки СВРК вітчизняного виробника [110].

Струм ДПЗ залежить від ЩПН, а також від перерізу радіаційного захоплення нейтронів ядрами емітера детектора (Рис. 2.27). Тому очевидно, що струм ДПЗ істотно залежить від енергетичного спектра нейтронів [140, 141].

Таблиця 2.21

Розподіл вкладу в сигнал ДПЗ по рядах твелів в ТВЗ-1, в якій розташований ДПЗ, і суміжній ТВЗ-2, в %.

ТВЗ	№ ряду в ТВЗ	Температура т/н, °С			
		290		320	
		Концентрація б/к, г/кг		Концентрація б/к, г/кг	
		0	5	0	5
ТВЗ-1	1	6,24	6,77	5,98	6,46
	2	8,08	8,57	7,68	8,12
	3	5,68	5,94	5,46	5,64
	4	9,18	9,46	8,86	9,06
	5	7,52	7,67	7,16	7,40
	6	7,23	7,20	7,11	7,13
	7	8,03	8,01	7,96	8,01
	8	7,51	7,49	7,48	7,37
	9	6,55	6,42	6,62	6,51
	10	5,81	5,69	5,89	5,74
ТВЗ-2	11	4,80	4,62	4,98	4,85
	10	4,21	4,00	4,35	4,23
	9	3,73	3,59	3,84	3,72
	8	3,23	3,01	3,34	3,14
	7	2,51	2,44	2,73	2,65
	6	2,12	1,98	2,28	2,13
	5	2,15	2,03	2,34	2,23
	4	1,52	1,45	1,67	1,59
	3	1,53	1,43	1,68	1,60
	2	1,34	1,26	1,49	1,42
	1	1,03	0,96	1,10	1,01

У зв'язку з тим, що перехідна функція від струму ДПЗ до ЛЕВ залежить від спектра нейтронів, а також з огляду на той факт, що в зв'язку з накопиченням плутонію в паливі, очевидно, що спектральний фактор необхідно враховувати в перехідній функції [92, 141].

В роботі [92] відзначено, що перехідна функція від струму ДПЗ до ЛЕВ не перераховується в процесі експлуатації, а розраховується окремо для кожного сорту ТВЗ ВВЕР-1000. Застосування сучасних нейтронно-фізичних і електронно-фотонних програм, зокрема MCNP [243], дозволяє уточнити перехідну функцію від струму ДПЗ до ЛЕВ [40], а також визначити, що і вигоряння ДПЗ залежить від місця розташування ДПЗ по висоті активної зони [140] .

Така модель роботи ДПЗ в ВВЕР розроблена нами [40], основні параметри ДПЗ представлено в табл. 2.19, а нижче представлено результати нових досліджень на моделі, зокрема, в яких враховано залежність вигоряння емітера ДПЗ від спектра нейтронів в місці розміщання ДПЗ в ВВЕР.

Проведений аналіз чутливості моделі формування струму ДПЗ по відношенню до спектрального фактору показав [40], що модель є «чутливою» як до зміни температури теплоносія, так і до зміни концентрації борної кислоти. Тому геометричний і спектральний фактори перехідної функції залежать від місця розташування ДПЗ в КНВ (верх, низ), а також від вигоряння палива і зміни концентрації борної кислоти в теплоносії 1-го контуру протягом паливної кампанії. Відповідно і місце розташування ДПЗ в КНВ впливатиме на параметри вигоряння емітера [140, 141]. Беручи до уваги, що сьогодні в СВРК прийнято загальну для всіх ДПЗ модель врахування вигоряння емітера ДПЗ [198], в перспективній СВРК має бути реалізованою нова модель вигоряння ДПЗ, в якій враховано, що основна частина сигналу ДПЗ формується в епітепловій області енергії нейтронів внаслідок наявності сильного резонансу в перерізі поглинання нейтронів ^{103}Rh при 1,257 еВ (рис. 2.27).

Також розроблена нами в коді MCNP модель формування струму ДПЗ пройшла додаткову валідаційну перевірку:

- на великій базі критичних експериментів, опис одного з бази критичних експериментів представлено в [289];
- при порівнянні результатів, отриманих на моделях критичності ТВЗ-1000 і ТВЗ-440 в кодах MCNP і SCALE при розробці глави 8 «Ядерна безпека» [197];
- при порівнянні розрахункових і експериментальних даних по температурному коефіцієнту реактивності ТВЗ ВВЕР-1000 різного збагачення [164];

- при визначенні параметрів вигоряння емітера ДПЗ, отриманих за моделлю ТВЗ ВВЕР-1000 в MCNP з параметрами вигоряння родієвого емітера, які використовується в даний час у СВРК [141].

2.5.3. Результати моделювання

Основні отримані результати моделювання вигоряння емітера по внутрішнім шарам протягом чотирьох паливних кампаній з джерелом нейтронів, що генеруються твелами двох ТВЗ, в одній з яких розташовано ДПЗ, а друга ТВЗ є сусідньою, представлено на рис. 2.35. Нейтрони при цьому генеруються рівномірно по всьому об'єму твела, а розподіл нейтронів за енергією відповідає розподілу Уатта.

У результаті моделювання для кожного шару емітера визначено середню кількість реакцій радіаційного поглинання в об’ємі емітера – k_1 на один нейтрон, що генерується в моделі. У табл. 2.22. представлено значення k_1 в залежності від місця розташування ДПЗ в активній зоні по висоті ТВЗ (низ – 290 ^{o}C, середина – 305 ^{o}C і верх – 320 ^{o}C), а також в залежності від концентрації борної кислоти в теплоносії 1-го контуру (6 г/кг – початок, 3 г/кг – середина, 0 г/кг – кінець паливної кампанії).

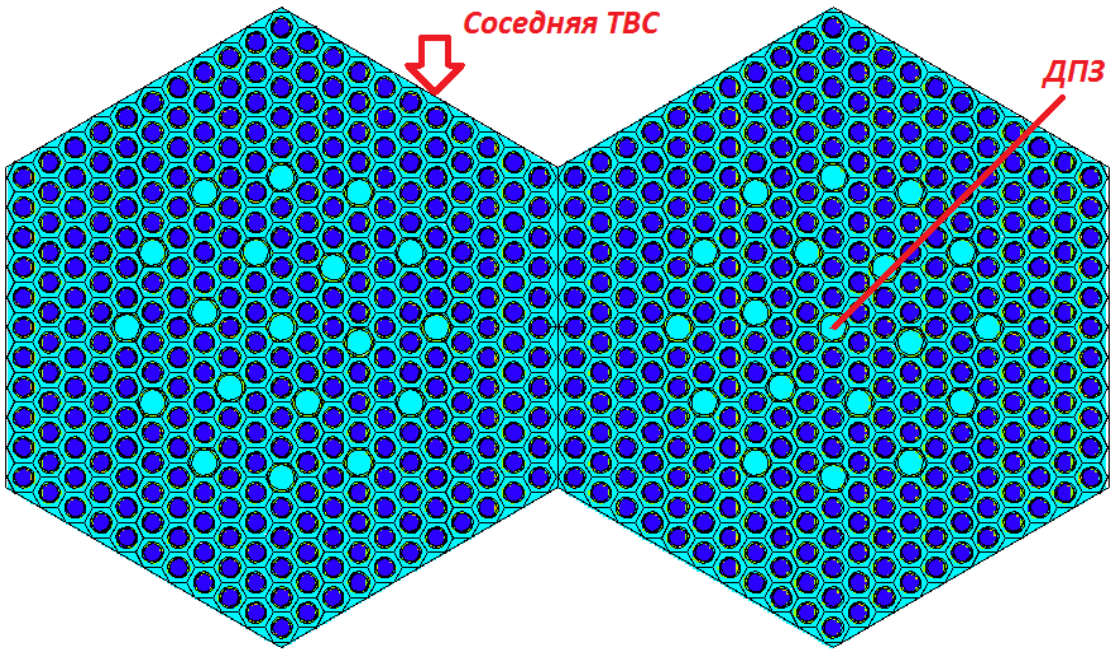


Рис. 2.35. Розрахункова схема формування сигналу ДПЗ від двох ТВЗ.

Джерело електронів вважається рівномірно розподіленим по всьому об'єму емітера (в моделі емітер поділений на 10 рівних по товщині шарів). Спектр електронів відповідає спектру ^{104}Rh (рис.2.26). У результаті для кожного шару емітера отримано частку електронів – k_2, які потрапляють на колектор ДПЗ при вильоті одного усередненого нейтрона по спектру і області активної зони, з якої вилітають електрони (табл. 2.23).

Таблиця 2.22

Значення k_1 для ДПЗ з різним висотним розташуванням в КНВ в залежності від концентрації борної кислоти в теплоносії

k_1			
	290	305	320
0	$5{,}33 \cdot 10^{-4}$	$5{,}39 \cdot 10^{-4}$	$5{,}42 \cdot 10^{-4}$
3	$5{,}12 \cdot 10^{-4}$	$5{,}19 \cdot 10^{-4}$	$5{,}25 \cdot 10^{-4}$
6	$4{,}99 \cdot 10^{-4}$	$5{,}07 \cdot 10^{-4}$	$5{,}12 \cdot 10^{-4}$

Для визначення параметрів вигоряння емітера ДПЗ протягом всього строку експлуатації в ВВЕР було змодельовано роботу ДПЗ протягом чотирьох паливних кампаній, кожна тривалістю 300 ефективних діб (еф. діб). У кожної паливної кампанії зміна концентрації борної кислоти в теплоносії 1-го контуру враховувалася дискретно: від 0 до 100 еф.діб – 6 г/кг, від 100 до 200 еф. діб – 3 г/кг, від 200 до 300 еф. діб – 0 г/кг.

Таблиця 2.23

Значення k_2 в залежності від номера шару емітера

№ шару	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10
k_2	0,0081	0,0243	0,0403	0,0577	0,0754	0,0944	0,1175	0,1441	0,1783	0,2599

У табл. 2.24 представлено дані по вигорянню кожного шару емітера протягом чотирьох паливних кампаній для ДПЗ, розташованого в середині по висоті активної зони.

Таблиця 2.24

Вигоряння емітера (%) по шарам залежно від часу роботи ДПЗ при температурі теплоносія 305°С

Еф. діб	Номер шару емітера									
	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10
0	0,0	0,0	0,0	0,0	0,0	0,0	0,0	0,0	0,0	0,0
100	3,7	3,7	3,7	3,8	3,8	3,9	4,1	4,4	4,8	6,2
200	7,5	7,5	7,5	7,6	7,7	7,9	8,4	8,9	9,7	12,6
300	11,4	11,4	11,4	11,6	11,8	12,1	12,7	13,6	14,8	19,3
400	15,1	15,1	15,0	15,4	15,6	16,0	16,9	17,9	19,6	25,5
500	18,9	18,9	18,8	19,2	19,6	20,0	21,1	22,4	24,5	31,9
600	22,9	22,9	22,7	23,3	23,6	24,2	25,5	27,1	29,6	38,6
700	26,5	26,5	26,4	27,0	27,5	28,1	29,6	31,5	34,4	44,8
800	30,3	30,3	30,2	30,9	31,4	32,1	33,9	36,0	39,3	51,2
900	34,3	34,3	34,1	34,9	35,5	36,3	38,2	40,7	44,4	57,9
1000	38,0	38,0	37,8	38,6	39,3	40,2	42,4	45,0	49,2	64,1
1100	41,8	41,8	41,6	42,5	43,2	44,3	46,6	49,5	54,1	70,5
1200	45,7	45,7	45,5	46,5	47,3	48,4	51,0	54,2	59,2	77,2

У табл. 2.25 і 2.26 представлено дані по вигорянню кожного шару емітера на кінець кожної з чотирьох паливних кампаній для ДПЗ, внизу та в верхній частині активної зони, відповідно.

Таблиця 2.25

Вигоряння емітера (%) пошарово в залежності від часу роботи ДПЗ при температурі теплоносія 290 °С

Еф. діб	Номер шару емітера									
	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10
300	11,3	11,3	11,2	11,5	11,7	11,9	12,6	13,4	14,6	19,0
600	22,5	22,5	22,4	22,9	23,3	23,9	25,1	26,7	29,2	38,1
900	33,8	33,8	33,6	34,4	35,0	35,8	37,7	40,1	43,8	57,1
1200	45,1	45,1	44,9	45,9	46,6	47,8	50,3	53,5	58,4	76,1

Таблиця 2.26

Вигоряння емітера (%) пошарово в залежності від часу роботи ДПЗ при температурі теплоносія 320 ^{o}C

Еф. діб	Номер шару емітера									
	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10
300	11,5	11,5	11,5	11,7	11,9	12,2	12,9	13,7	14,9	19,5
600	23,1	23,1	22,9	23,5	23,9	24,4	25,7	27,3	29,9	38,9
900	34,6	34,6	34,4	35,2	35,8	36,6	38,6	41,0	44,8	58,4
1200	46,1	46,1	45,9	46,9	47,7	48,9	51,5	54,7	59,7	77,9

Нижче представлено дані по величинам зарядів, що згенеровані кожним шаром емітера (табл. 2.27) і емітером в цілому (табл. 2.28) для різних моментів часу протягом чотирьох паливних кампаній, а також в залежності від температури теплоносія в місці розташування ДПЗ.

Таблиця 2.27

Заряд (Кл), який згенеровано кожним шаром емітера ДПЗ протягом чотирьох паливних кампаній

Еф. діб	Номер шару емітера									
	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10
300	0,30	0,90	1,49	2,13	2,78	3,49	4,34	5,32	6,59	9,60
600	0,60	1,79	2,98	4,26	5,57	6,97	8,68	10,64	13,17	19,20
900	0,90	2,69	4,47	6,39	8,35	10,46	13,02	15,97	19,76	28,80
1200	1,20	3,59	5,95	8,52	11,14	13,95	17,36	21,29	26,34	38,40

На рис. 2.36 представлено дані для залежності вигоряння емітера від величини згенерованого ним заряду, що їх отримано з використанням нашої моделі, а також за даними Цимбалова [198] і Курченкова [92] для порівняння.

Таблиця 2.28

Заряд (Кл), згенерований емітером ДПЗ у залежності від його місця розташування в КНВ

T, °C	Еф. діб							
	0	100	300	500	700	900	1100	1200
290	0,00	11,94	36,94	61,13	85,82	110,83	135,01	147,77
305	0,00	12,12	37,46	62,01	87,04	112,37	136,92	149,82
320	0,00	12,26	37,80	62,61	87,85	113,39	138,21	151,19

При великих зарядах, згенерованих емітером ДПЗ, відмінності в значеннях вигоряння емітера для різних моделей [40, 92, 198] становлять більше 5 %, що істотно позначиться на точності відновлення полів енерговиділення в СВРК.

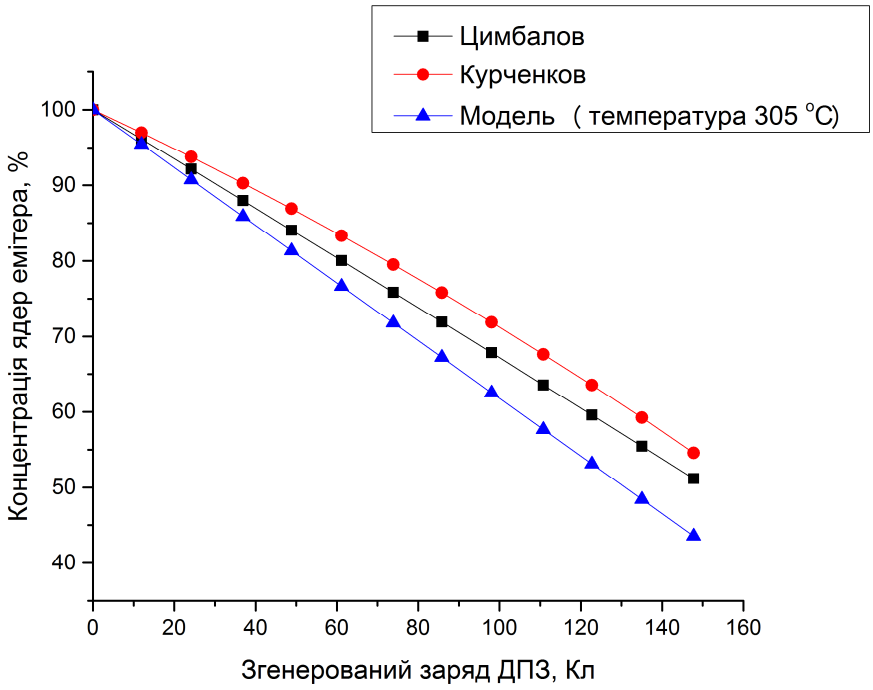


Рис. 2.36. Залежність вигоряння емітера від величини згенерованого ним заряду по моделі [40], за моделями Цимбалова [198] і Курченкова [92].

2.5.4. Модель ДПЗ з трьома емітерами

На основі розробленої моделі формування струму в ДПЗ були проведені дослідження з проектування ДПЗ «альтернативної»

конструкції. Мета такого дослідження – обґрунтування можливості створення ДПЗ меншої собівартості без втрати або навіть поліпшення нейтронної чутливості детектора.

Як відомо, значну частину вартості ДПЗ формує ціна матеріалу емітера – родію. Родій – один з найдорожчих елементів, що зустрічаються в природі. Так, наприклад, його ринкова вартість на 31 січня 2017 р становила 27,17 $/г, а, наприклад, у 2008 році його ціна була більшою, ніж 300 $/г. Тому завдання зменшення вартості родієвої складової у вартості ДПЗ є актуальною.

Нами було змодельовано ДПЗ з 3-ма окремими емітерами меншого діаметру в порівнянні з діаметром 0,48 мм стандартного емітера ДПЗ-1М, а результати представлено на підставі моделювання такого ДПЗ з 3-ма емітерами, при цьому діаметр кожного з них склав 0,0288 см. Емітери розташовано в кутах рівностороннього трикутника, а відстань між центрами емітерів склала 0,0433 см (рис. 2.37). Простір до внутрішньої оболонки сталевого колектора радіусом 0,05 см заповнений ізолятором Al_2O_3, зовнішній радіус колектора склав 0,065 см, висота детектора 250 мм – аналогічно стандартному ДПЗ-1М.

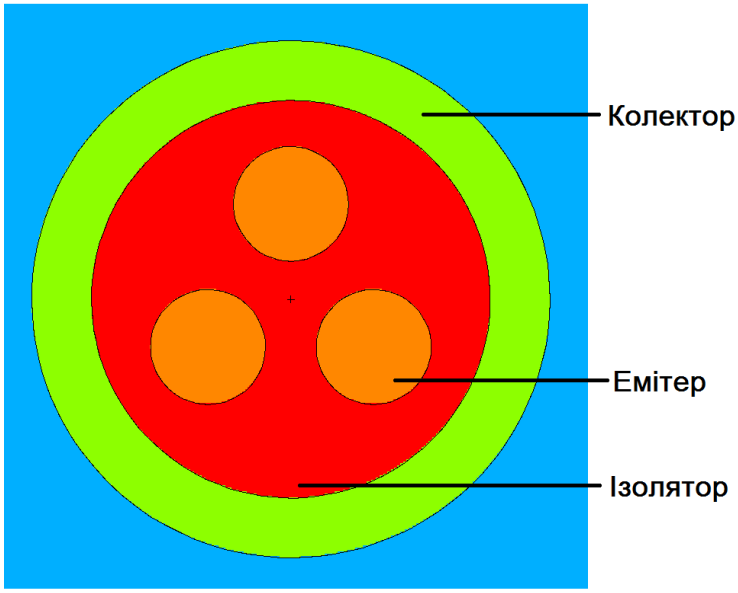


Рис. 2.37. Розрахункова модель ДПЗ з 3-ма емітерами.

У результаті моделювання на моделі ДПЗ з 3-ма емітерами отримано наступні значення кількості реакцій радіаційного поглинання в об'ємі емітерів на один нейтрон в ТВЗ: для 1-го емітера – 9,3159 10^{-5}, для 2-го емітера – 9,6396 10^{-5}, для 3-го емітера – 9,2056 10^{-5}. У моделі ДПЗ з одним емітером значення кількості реакцій радіаційного поглинання в об'ємі емітера на один нейтрон в ТВЗ склало 2,56503 10^{-4}. Таким чином, сумарна ефективність ДПЗ з 3-ма емітерами становить 2,8161 10^{-4}, що на 9,8% більше, ніж для ефективності ДПЗ з одним емітером. З урахуванням того факту, що ймовірність долетіти електрону, згенерованому в моделі ДПЗ з одним емітером, до колектору дорівнює 0,53, а в моделі ДПЗ з 3-ма емітерами – 0,58, отримуємо, що інтегральна ефективність моделі ДПЗ з 3-ма емітерами є більшою, ніж у моделі ДПЗ з одним емітером на ~ 22 %. Маса родію в моделі ДПЗ з 3-ма емітерами дорівнює масі родію в стандартному ДПЗ з одним емітером. Таким чином, може бути запропонованою більш ефективна за чутливістю до нейтронів конструкція ДПЗ, в якій до того ж може використовуватися менша кількість родію.

На підставі результатів моделювання можна стверджувати, що для забезпечення більш високоточних показників у задачі контролю ЛЕВ у СВРК необхідно враховувати індивідуальні параметри вигоряння для кожного ДПЗ. Визначено залежність глибини вигоряння емітера по його внутрішнім шарам від спектральних характеристик ЩНП, при цьому у такій залежності вигоряння емітера ДПЗ від спектральних характеристик ЩНП має бути врахована реальна схема переміщення кожного КНВ за час його експлуатації в активній зоні ВВЕР-1000.

Впровадження результатів моделювання при модернізації СВРК дозволить підвищити точність визначення перехідної функції від струму ДПЗ до ЛЕВ твелів, а, отже, підвищити рівень безпеки та надійність експлуатації палива в ВВЕР-1000.

Дослідження на моделі ДПЗ «альтернативної» конструкції демонструють принципову можливість розробки більш чутливих до нейтронного потоку ДПЗ навіть при зниженні їх собівартості.

Розробка і дослідження на моделі формування струму ДПЗ проведено на замовлення ПАТ СНВО «Імпульс», а результати моделювання використано для обґрунтування можливості розробки СВРК вітчизняного виробництва [110].

2.6. Висновки по Розділу 2

При впровадженні на енергоблоках з ВВЕР сучасних систем контролю АКНП и СВРК застосовано не тільки сучасну цифрову техніку, а також і відповідне програмне забезпечення, що задовольняє всім вимогам НТД з ядерної і радіаційної безпеки. Проведені дослідно-промислові етапи експлуатації АКНП-І (ІФ) на всіх енергоблоках з ВВЕР АЕС України підтверджують, що запропоновані алгоритми та програми визначення реактивності і періоду реактора є коректними і дозволяють надійно контролювати параметри безпеки ядерного реактора, починаючи з МКР і до енергетичних рівнів потужності у відповідності до вимог ПБЯ.

Алгоритми і програми визначення реактивності та періоду реактора, які реалізовано в АКНП-І (ІФ), впроваджено на всіх енергоблоках з ВВЕР-1000 АЕС України, що підтверджено відповідним Актом впровадження результатів дисертаційної роботи (Додаток D1) в СНВО «Імпульс», що є вітчизняним постачальником АКНП-І (ІФ) для ВВЕР-1000 і ВВЕР-440.

Алгоритми и програми розрахунку реактивності та періоду реактора реалізовано і в АРКУЗ дослідницького реактора ВВР-М, що підтверджено відповіднім Актом впровадження результатів дисертаційної роботи (Додаток D2) в ІЯД НАН України.

Проведений аналіз нових алгоритмів формування сигналів захистів і блокувань, реалізованих в СУЗ ВВЕР-1000 після впровадження

сучасних АКНП, дозволив виявити суттєві недоліки, і навіть помилки в названих алгоритмах. Найбільш суттєвою помилкою є включення до алгоритму формування сигналів ПЗ-1 і АЗ після досягнення відповідних значень по періоду реактора (20 і 10 с відповідно) на енергетичних рівнях потужності підтвердження щодо зростання потужності на 5 % $N_{ном}$. Правилами ядерної безпеки вимагається, щоб формування сигналів захистів по потужності та періоду реактора були обов'язково незалежними. Також такий алгоритм протиричіть і документам проекту ВВЕР-1000, в якому зазначено умови формування сигналів АЗ і ПЗ-1 у відповідності до вимог ПБЯ, а саме: окремо по періоду реактора і окремо по потужності реактора. Представлені результати розрахункових досліджень, доводять, що при роботі на проміжних рівнях потужності апаратура СУЗ не дозволяє формувати сигнал АЗ за умов реактивністної аварії, як це вимагає технологічний регламент експлуатації ВВЕР.

Аналіз експлуатаційних даних, зареєстрованих при реалізації режиму ППЗ на ВВЕР-1000 виявив протиріччя в підходах щодо визначення безпеки реактора за такими параметрами, як період реактора та реактивність. Так, при режимі ППЗ до активної зони вводиться відповідна група ППЗ ОР СУЗ, а тому очевидно, що в реактор введено від'ємну реактивність і він знаходиться у підкритичному стані. Однак, період реактора є від'ємним тільки під час падіння групи ППЗ і зменшення потужності реактора у ~ 2 рази. Потім внаслідок дії зворотних зв'язків за температурами палива і теплоносія потужність реактора у підкритичному стані зростає на 10-20 % $N_{ном}$ і період реактора може досягати значень, менших від 10 с. Протиріччя полягає у тому, що можливість використання значення періоду реактора замість реактивності для визначення ядерної безпеки реактора, є припустимим тільки для реактора «нульової» потужності, а для реактора на потужності така заміна не є прийнятною.

Тепер постала нова проблема: обґрунтувати безпеку проектного режиму ППЗ на ВВЕР-1000. Використання сучасних кодів для аналізу режиму ППЗ показало, що результати модельного дослідження і експлуатаційні результати суттєво відрізняються за рядом важливих параметрів. Тому для обґрунтування безпеки при експлуатації ВВЕР-1000 у режимі ППЗ було поставлено задачу з розробки вдосконаленої моделі динаміки реактора з коректним врахуванням зворотних зв’язків.

Застосування сучасного коду MCNP для моделювання формування сигналів ІК АКНП і ДПЗ СВРК в умовах реальної експлуатації ВВЕР-1000 при зміні зміни параметрів РУ, а саме: температури теплоносія в 1-му контурі, концентрації борної кислоти в теплоносії 1-го контурі, положення ОР СУЗ, вигоряння палива та ін., дозволило визначити коефіцієнти коригування сигналів ІК і ДПЗ за вище переліченими параметрами і, відповідно, підвищити точність визначення потужності ВВЕР.

Результати досліджень, наведених у розділі 2, опубліковано в роботах [21, 26, 30, 31, 40, 42, 46, 140, 141, 150, 208, 216].

РОЗДІЛ 3
ДОСЛІДЖЕННЯ БЕЗПЕКИ ПЕРЕХІДНИХ РЕЖИМІВ РОБОТИ ЯДЕРНИХ УСТАНОВОК

В розділі 3 представлено результати досліджень:

- задачі № 3, в рамках виконання якої на базі моделі імітатора кінетики реактора розроблено вдосконалену модель динаміки реактора з коректним врахуванням зворотних зв'язків за температурами палива і теплоносія, а також виконано дослідження безпеки режимів роботи ВВЕР-1000: ППЗ, відключення останнього працюючого ЖТН, а також проведено аналіз ядерної безпеки уран-графітових реакторів, у тому числі РБМК.

3.1 Визначення консервативних параметрів моделі реактора для дослідження перехідних режимів роботи ВВЕР-1000

У розділі розглянуто розробку і застосування розрахункової моделі реакторної установки ВВЕР-1000 на основі точкової нейтронної кінетики з урахуванням зворотних зв'язків по ефектах реактивності. Також в моделі враховуються зміни основних параметрів моделі в залежності від температур і тисків, що досягаються в паливі та теплоносії в ході перехідного процесу в РУ. Інтерес до точкової моделі нейтронної кінетики реактора пояснюється тим, що моделювання із застосуванням тривимірних нейтронних кодів перехідного процесу в ВВЕР-1000, зумовленого спрацюванням ППЗ внаслідок відмови частини основного обладнання енергоблоку, істотно відрізняється від спостережуваних на практиці по ряду важливих параметрів, наприклад, за швидкістю набору нейтронної потужності після падіння групи ППЗ ОР СУЗ. У розділі представлено результати моделювання та порівняння з реальними даними, отриманими під час спрацювання ППЗ на енергоблоках з ВВЕР-1000 АЕС України в різні моменти паливної кампанії. Визначено

консервативні параметри моделі для проведення аналізу реактивністних аварій.

Застосування нестаціонарних взаємодіючих розрахункових кодів з тривимірною нейтронною кінетикою дозволяють зняти надлишковий консерватизм при проведенні аналізу безпеки ВВЕР у частині розгляду реактивністних аварій. Під час перебігу реактивністних аварій на перерозподіл нейтронних полів суттєво впливають або асиметричне збурення, що вноситься до активної зони (викид ОР СУЗ, розрив паропроводу на одній з петель, підключення петлі, що раніше не була задіяна тощо), або значний просторовий перерозподіл енерговиділення по об'єму активної зони. У цьому випадку застосування точкової моделі кінетики нейтронів в реакторі призводить до значних похибок у визначенні критичних для аналізу безпеки параметрів (температури палива і оболонки твелів, запасу до кризи теплообміну, ентальпії палива та ін.). Тому застосування розрахункових кодів з тривимірною нейтронною кінетикою є обов'язковою при аналізі безпеки ВВЕР, зокрема для реактивністних аварій [214].

Широке застосування розрахункових кодів з тривимірною нейтронною кінетикою обмежується значними обчислювальними і трудовими затратами, необхідними для їх виконання, а також недостатньою апробацією розрахункових кодів для опису вже наявних експериментальних даних зі значною зміною величини і профілю енерговиділення по об’єму активної зони [54, 180]. Тому для спрощеного аналізу безпеки нестаціонарних режимів роботи РУ, а також для оціночних розрахунків при аналізі проектних аварій широко застосовуються розрахункові коди з точковою моделлю нейтронної кінетики [25, 29, 42, 121, 215-218] теорія якої детально описана в [16, 56, 165, 195].

Розглянемо на прикладі спрощеної точкової моделі реактора можливість опису складних перехідних режимів на ВВЕР-1000, у тому

числі зі спрацьовуванням ППЗ. У разі проектного спрацьовування ППЗ немає асиметричного збурення в активній зоні, а перерозподіл енерговиділення відбувається лише між нижньою і верхньою половинами активної зони. В основному така особливість має місце за рахунок дії зворотного зв'язку по температурі теплоносія, середнє значення якої у верхній частині реактора знижується більш суттєво, ніж у нижній. Інтерес до моделювання режиму ППЗ пояснюється істотною відмінністю між проектним перебігом режиму ППЗ і тим, що спостерігалося в останні роки на ряді енергоблоків з ВВЕР-1000 [29, 54, 121, 178, 180].

Причини такої відмінності є відомими: це збільшення за абсолютною величиною значень коефіцієнтів реактивності по температурі теплоносія для ТВЗ альтернативної конструкції (ТВСА) в порівнянні з ТВЗ типу ТВС, а також зменшення часу падіння ОР СУЗ: з середнього часу падіння ~ 3 с в кінці 90-х років минулого століття, до ~ 1,5 с після реалізації заходів по виключенню «затирання» ОР СУЗ.

3.2 Точкова модель кінетики нейтронів в реакторі.

Зміна в часі залежності нейтронної потужності точкової моделі реактора добре описується рівняннями точкової нейтронної кінетики. Без зовнішнього джерела нейтронів і при врахуванні шести груп ядер-попередників нейтронів, що запізнюються, рівняння кінетики нейтронів точкового реактора мають вигляд (2.1) [79]. Для числового розв’язку рівнянь кінетики (2.1) визначимо ітераційну процедуру, для чого розкладемо в ряд Тейлора функцію щільності потоку нейтронів і функції концентрації ядер-попередників.

Обмежуючись розглядом тільки членів першого порядку малості по проміжку часу h, визначимо ітераційну процедуру розрахунку щільності потоку нейтронів $n(t+h)$ через крок за часом h по щільності потоку нейтронів $n(t)$ на момент t:

$$n(t+h) = n(t) + h\frac{\rho(t)-\beta}{l}n(t) + h\sum_i \lambda_i c_i(t) \qquad (3.1)$$

Аналогічно може бути розрахована концентрація ядер-попередників нейтронів, що запізнюються, а саме:

$$c_i(t+h) = c_i(t) + h\frac{\beta_i}{l}N(t) - h\lambda_i c_i \qquad (3.2)$$

Вплив зворотних зв'язків у моделі такого реактора враховується шляхом розрахунку зміни реактивності реактора на кожному розрахунковому кроці. Зміна реактивності визначається як сума введеної реактивності за рахунок переміщення ОР СУЗ, зміни концентрації борної кислоти в теплоносії та температури теплоносія на вході в реактор, а також реактивності, що виділилася в результаті зміни температури палива і теплоносія, тиску теплоносія й інших параметрів внаслідок дії ефектів реактивності і/або систем регулювання реактора:

$$\Delta\rho(t) = \Delta\rho_{ОРСУЗ}(t) + \frac{\partial\rho}{\partial\theta}\Delta\theta(t) + \frac{\partial\rho}{\partial\overline{T}}\Delta\overline{T}(t) + \frac{\partial\rho}{\partial P}\Delta P(t) \qquad (3.3)$$

де $\Delta\rho_{ОРСУЗ}(t)$ – реактивність, що введена дією ОР СУЗ;

$\frac{\partial\rho}{\partial\theta}$ – коефіцієнт реактивності по температурі теплоносія;

$\frac{\partial\rho}{\partial\overline{T}}$ – коефіцієнт реактивності по температурі палива;

$\Delta\theta(t)$, $\Delta\overline{T}(t)$, $\Delta P(t)$ – відповідно зміна середньої температури теплоносія, палива і тиску теплоносія.

У значення температурного ефекту реактивності теплоносія основний внесок вносить зміна густини теплоносія внаслідок зміни температури, внесок ядерної складової є незначним, тож ним можна знехтувати.

3.3 Зворотній зв'язок по ефектах реактивності

Зміна температури палива і теплоносія в активній зоні ядерного реактора може бути визначена з рівнянь теплового балансу для палива і теплоносія [91]:

$$\frac{d\overline{T}}{dt}Vc\gamma = q_V V - q_S S \tag{3.4}$$

$$\frac{d\theta}{dt}c_T M_T = q_S S - \gamma_T c_T G_T(\theta_{вих} - \theta_{вх}) \tag{3.5}$$

де V – об’єм палива;

S – площа поверхні твелів в активній зоні;

c – теплоємність палива;

γ_n – густина палива; c_T – теплоємність теплоносія;

γ_T – густина теплоносія;

M_T – маса теплоносія в активній зоні;

G_T – витрата теплоносія;

$\theta_{вх}$ – температура теплоносія на вході в активну зону реактора;

$\theta_{вих}$ – температура теплоносія на виході з активної зони;

q_V – об’ємне енерговиділення в паливі; q_S – тепловий потік з поверхні твела.

Рішенням рівнянь (3.4) і (3.5) є наступні вирази:

$$\overline{T_1} = \overline{T_0}e^{-\frac{1}{\tau_0}(t_1 - t_0)} + \tau_0\left(\frac{N}{Vc\gamma} + \frac{\theta}{\tau_0}\right)\left(1 - e^{-\frac{1}{\tau_0}(t_1 - t_0)}\right) \tag{3.6}$$

$$\theta_1 = \theta_0 e^{-\frac{1}{\lambda_в}(t_1 - t_0)} + \lambda_в\left(\frac{\overline{T}}{\tau_в} + m\theta_{вх}\right)\left(1 - e^{-\frac{1}{\lambda_в}(t_1 - t_0)}\right) \tag{3.7}$$

де $\tau_0 = \dfrac{\left(\xi + \dfrac{1}{\alpha}\right) \cdot M \cdot c}{S}$ – постійна часу твела;

$\tau_в = \tau_0 \dfrac{M_T c_T}{M \cdot c}$ – постійна часу теплоносія; $\lambda_в = \dfrac{\tau_в}{1 + m\tau_в}$; $m = 2\dfrac{\gamma_T G_T}{M_T}$;

ξ – термічний опір твела;

α – коефіцієнт тепловіддачі від оболонки твела до теплоносія.

За отриманими співвідношенням розроблено ітераційну модель розрахунку нейтронної потужності реактора, а також усіх параметрів, що входять у модель реактора при внесенні збурення по реактивності шляхом переміщення ОР СУЗ і/або зміною вхідної температури теплоносія. Додатково в моделі враховується залежність від параметрів моделі: теплоємності, густини та теплопровідності палива – від температури; теплоємності, густини та теплопровідності теплоносія – від температури і тиску; теплопровідності гелію і цирконію – від температури і деякі інші.

На рис. 3.1-3.6 представлено графічні залежності зміни основних параметрів моделі від температури і тиску, що отримані екстраполяцією відповідних табличних значень [4, 75, 80, 122].

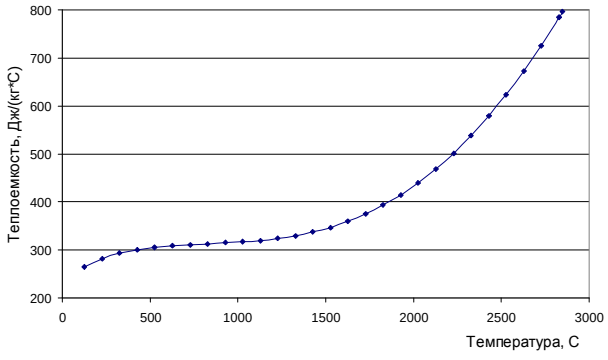


Рис. 3.1. Залежність теплоємності палива від температури

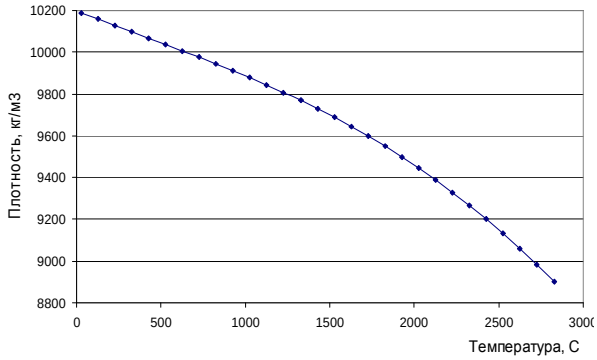


Рис. 3.2. Залежність густини палива від температури.

Модель апробовано на ряді експериментальних даних, отриманих під час перехідних процесів на АЕС зі зниженням потужності в ході роботи ППЗ.

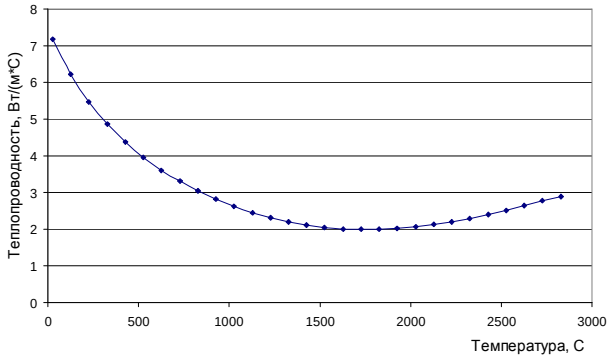


Рис. 3.3. Залежність теплопровідності палива від температури.

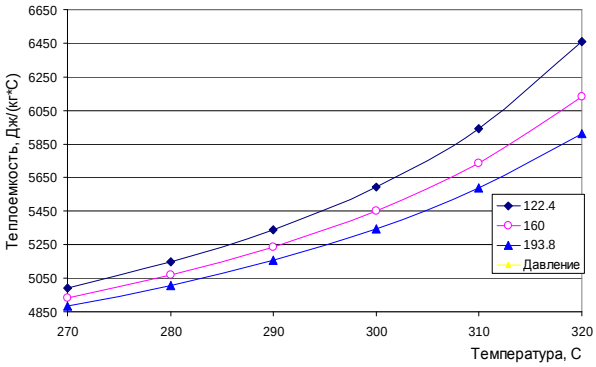


Рис. 3.4. Залежність теплоємності теплоносія від температури та тиску.

Зокрема, з використанням моделі було проведено розрахунки з метою моделювання зміни потужності реактора в ході роботи ППЗ на ХАЕС-2, РАЕС-3, ЗАЕС-4 (рис. 3.7-3.9 відповідно). Як вхідну інформацію прийнято параметри реактора для стаціонарного рівня потужності, розрахункові значення коефіцієнтів реактивності, інтегральна і диференціальні ефективності ОР СУЗ на відповідний момент паливної кампанії реактора. Дані по розглянутим ППЗ представлено в табл. 3.1.

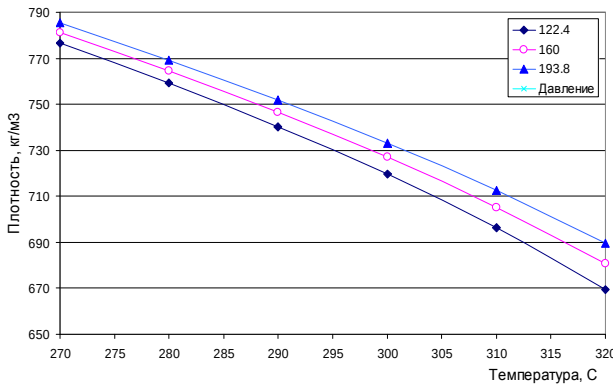


Рис. 3.5. Залежність густини теплоносія від температури та тиску.

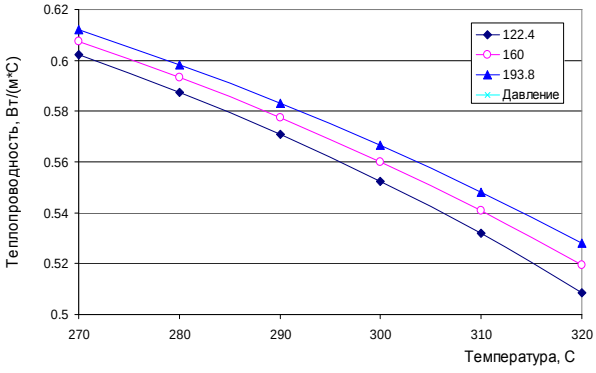


Рис. 3.6. Залежність теплопровідності теплоносія від температури та тиску.

22 вересня 2007 року на блоці № 2 ХАЕС (3-тя паливна кампанія) за фактом помилкового формування сигналу на відключення ЖТН спрацював ППЗ при роботі реактора на номінальній потужності. Після падіння групи ППЗ (друга група ОР СУЗ) «нейтронна» потужність реактора знизилася до 48 % $N_{ном}$.

Робоча десята група ОР СУЗ до активної зони не заводилася і залишалася в початковому положенні. Такий перебіг подій пов'язаний з тим, що пристрій розвантаження та обмеження потужності (РОП) не спрацював, тому що формування сигналу на відключення ЖТН було помилковим. При досягненні рівня потужності 61 % $N_{ном}$, було сформовано сигнал аварійного захисту по періоду T < 10 с.

31 травня 2008 року на блоці № 4 ЗАЕС в рамках реалізації технічного рішення [119] було виконано дослідження працездатності змін у алгоритмі розрахунку періоду в АКНП-І в діапазоні потужності 25-75% $N_{ном}$ (після спрацьовування ППЗ).

Представлене порівняння експериментальних і розрахункових результатів зміни нейтронної потужності ВВЕР-1000 вказує на можливість коректного опису зміни нейтронної потужності в підкритичних станах при роботі ППЗ або інших діях при зниженні потужності реактора.

Таблиця 3.1

Параметри моделі і дані по ППЗ на ВВЕР-1000

Параметр	ХАЕС-2	РАЕС-3	ЗАЕС-4
Дата	22.09.2007	06.02.2011	31.05.2008
$T_{еф}$, діб	270	20	220
$N_{поч}$, %	98,9	98,9	99,9
$H_{поч}$, Х гр. ОР СУЗ, %	80	80	80
Ефективність групи ППЗ, $\beta_{эф}$	-1,1	-0,85	-1,02
Час падіння ОР СУЗ, с	1,3	1,75	1,7
Зміна нейтронної потужності	Рис. 3.7	Рис. 3.8	Рис. 3.9
$\frac{\partial \rho}{\partial \theta}$	$-6{,}59\cdot10^{-4}$	$-3{,}62\cdot10^{-4}$	$-5{,}00\cdot10^{-4}$
$\frac{\partial \rho}{\partial T}$	$-2{,}90\cdot10^{-5}$	$-2{,}79\cdot10^{-5}$	$-2{,}83\cdot10^{-5}$

В аналізі безпеки особливе місце відводиться дослідженням реактивністних аварій. Тому особливий інтерес викликає аналіз невизначеностей і ступінь консерватизму в різних розрахункових моделях нейтронної кінетики, що застосовуються для аналізу безпеки ВВЕР:

- в точковій моделі нейтронної кінетики реактора, розрахункового коду RELAP5/Mod3.2, що застосовується для аналізу безпеки ВВЕР [27, 29, 37];
- в тривимірній нестаціонарній моделі DYN3D (тривимірна модель нейтронної кінетики HEXNEM і теплогідравлічна модель FLOCAL).

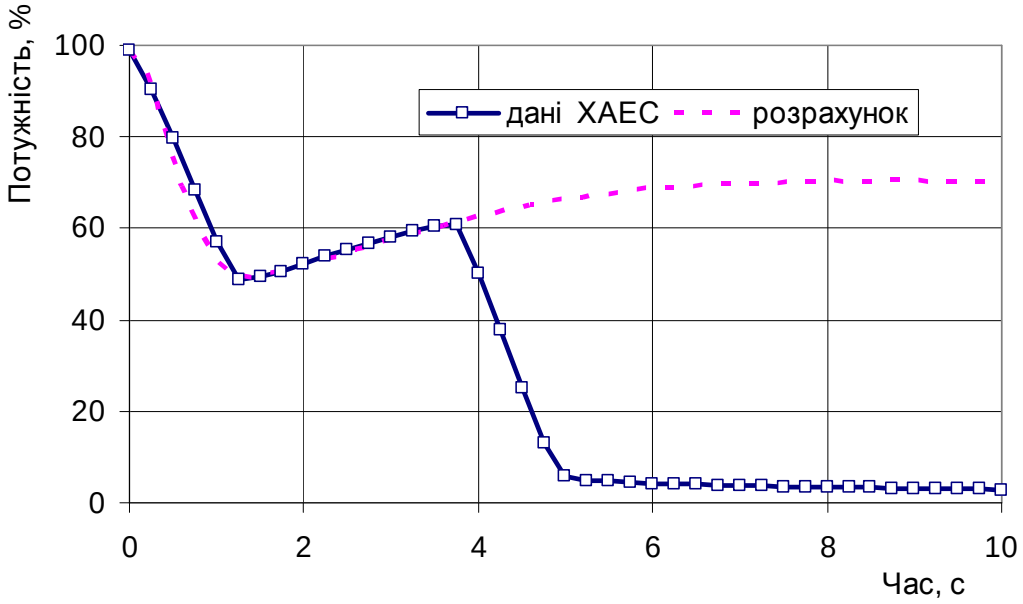


Рис.3.7. Зміна нейтронної потужності реактора при ППЗ на ХАЕС-2.

У розробленій аналітичній моделі динаміки процесів в РУ додатково виконано вибір параметрів моделі для проведення консервативних розрахунків перехідних режимів роботи РУ, ППЗ і реактивністних аварій типу «викид» ОР СУЗ. Як критерії вибору консервативних параметрів було розглянуто:

- найбільший (найменший) рівень досягнутої нейтронної потужності при викиді (падінні) ОР СУЗ;

- найбільша інтегральна нейтронна потужність, що виділилася в ході перших 10-30 с з моменту викиду (падіння) ОР СУЗ;
- форма диференціальної ефективності ОР СУЗ і її вплив на максимально досяжний рівень нейтронної потужності.

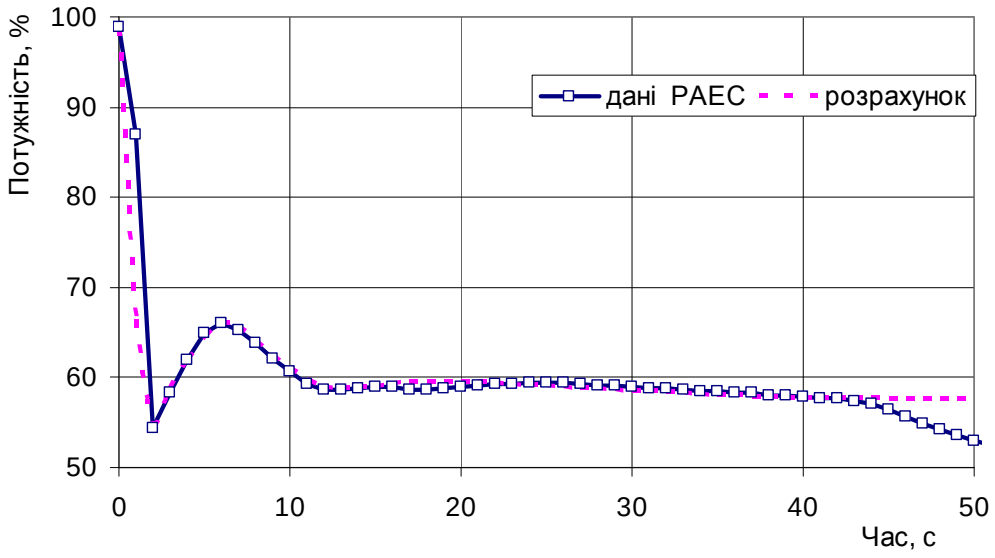


Рис. 3.8. Зміна нейтронної потужності реактора при ППЗ на РАЕС-3.

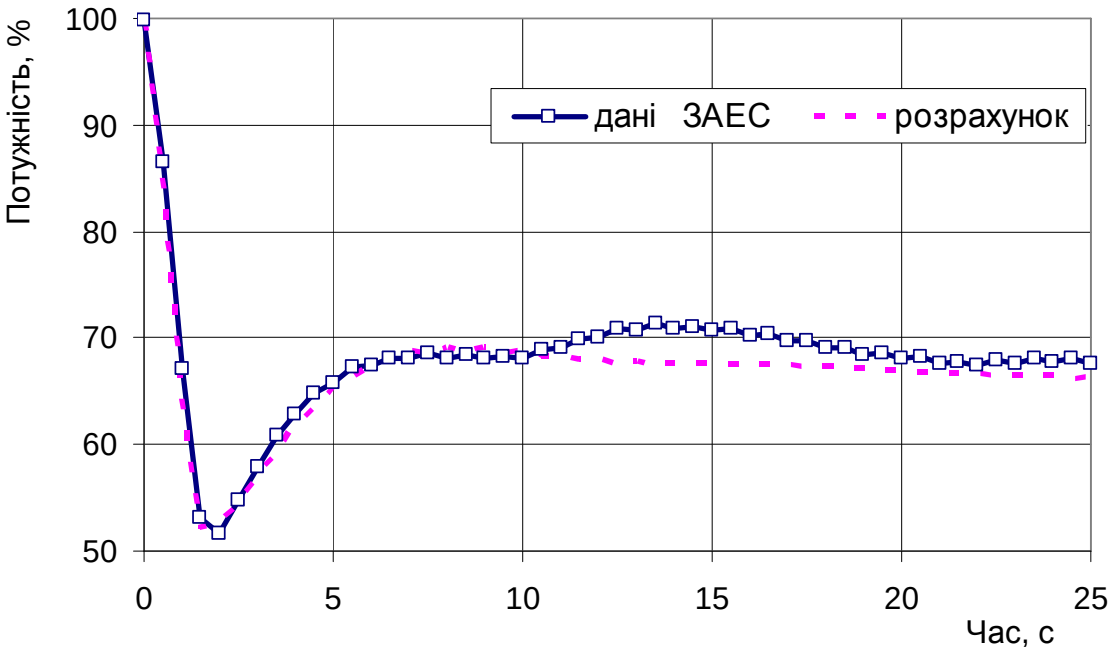


Рис. 3.9. Зміна нейтронної потужності реактора при ППЗ на ЗАЕС-4.

Визначено, що найбільший рівень нейтронної потужності досягається в моделі без урахування зміни властивостей палива і

теплоносія від температури і тиску, а найбільша інтегральна нейтронна потужність виділяється в моделі з урахуванням зміни властивостей палива і теплоносія від температури і тиску.

3.4 Особливості перехідного процесу в РУ з ВВЕР-1000 в ході роботи прискореного попереджувального захисту

На потужності РУ з ВВЕР-1000 більше 75 % $N_{ном}$ у разі відмови важливого для безпеки обладнання формуються сигнали спрацювання ППЗ, що призводить до падіння певної групи ОР СУЗ для швидкого зниження потужності на (~ 40-50) % $N_{ном}$. При падінні ОР СУЗ до активної зони реактора вноситься негативна реактивність, що зумовлює в РУ перехідний процес зі зміною потужності від початкового до нового стаціонарного значення, меншого від початкового.

Для даного перехідного процесу на початку і в кінці паливної кампанії виконано розрахунок величин періоду реактора та реактивності – параметрів, важливих для безпеки РУ, а також досліджено особливості зміни потужності РУ ВВЕР-1000 протягом перехідного процесу. При цьому показано, що при значеннях температурних коефіцієнтів реактивності, характерних для кінця паливної кампанії, значення періоду реактора може виходити за межі допустимих значень і призводити до спрацьовування АЗ. У той же час результати розрахунків зміни потужності і реактивності РУ свідчать, що в проектному режимі роботи реактора при спрацьовуванні ППЗ відсутня технологічна необхідність спрацьовування АЗ по нейтронно-фізичним параметрам реактора.

Режим ППЗ застосовується на ВВЕР-1000 з метою запобігання спрацьовуванню АЗ для підвищення динамічної стійкості роботи енергоблоку і забезпечення щадних режимів роботи елементів при непередбачених відключеннях важливого для безпеки обладнання шляхом швидкого зниження потужності реактора і турбогенератора. Режим ППЗ згідно проекту має спрацьовувати в наступних випадках:

- одночасне відключення двох головних циркуляційних насосів;
- закриття стопорних клапанів турбогенератора;
- відключення одного живильного турбонасоса;
- різке зниження потужності турбогенератора до рівня власних потреб, при цьому устаткування, що залишилося в роботі, дозволяє продовжити експлуатацію енергоблоку на зниженому рівні потужності.

Спрацювання ППЗ здійснюється шляхом скидання в активну зону спеціально обраної групи ОР СУЗ – групи ППЗ. Номер самої групи може змінюватися в процесі узгодження відповідного паливного завантаження РУ, виходячи з необхідної величини зниження потужності (~ 40-50) % $N_{ном}$ в залежності від стану активної зони конкретно для кожного енергоблоку.

При падінні групи ППЗ ОР СУЗ до активної зони вводиться негативна реактивність і, як наслідок, знижується потужність реактора. У той же час починають діяти негативні зворотні зв'язки по температурі теплоносія і палива. Дія зворотних зв'язків призводить до часткового зростання нейтронної потужності відразу після падіння групи ОР СУЗ, що є характерною ознакою для реакторів з негативними зворотними зв'язками. Часткове зростання нейтронної потужності, що спостерігається після її попереднього зниження при спрацьовуванні ППЗ, залежить, в основному, від наступних параметрів:

- ефективності групи ППЗ;
- коефіцієнтів реактивності по температурі теплоносія і палива;
- постійних часу коефіцієнтів реактивності.

При значних глибинах вигоряння палива абсолютне значення коефіцієнта реактивності по температурі теплоносія (ТКР) збільшується, що призводить в кінці паливної кампанії до більш різкого зростання нейтронної потужності, тобто до так званих «накидів потужності», які можуть сягати значень до 20 % $N_{ном}$, а швидкість збільшення – до (6-8) % $N_{ном}$/с, що відповідає періоду реактора (6-10) с у перші моменти

зростання потужності. Такий перехідний процес відповідно до вимог нормативних документів [147], а також згідно з проектною документацією РУ ВВЕР-1000 [123] призводить до формування в АКНП [86] сигналу АЗТ.

3.4.1. Результати розрахунків і їх аналіз

Модель нейтронної кінетики, представлену в п.3.1. було використано нами для аналізу фізичних особливостей режиму ППЗ в ВВЕР-1000.

Розрахунки проводилися з використанням граничних коефіцієнтів реактивності по температурі палива і теплоносія (табл. 3.2.), характерних для початку і кінця паливної кампанії. У моделі також було враховано вплив на режим роботи ППЗ часу падіння групи ППЗ, що приймав наступні значення 1,3; 2,6 і 3,9 с. Результати розрахунків потужності і періоду представлено на рис. 3.14, 3.15.

Аналіз результатів моделювання (рис. 3.13 і 3.14) дозволяє зробити висновок, що в кінці паливної кампанії РУ, коли глибина вигоряння палива є більшою, потужність РУ після початкового спаду приблизно за той же час зростає до більшого рівня, ніж на початку паливної кампанії.

Таблиця 3.2

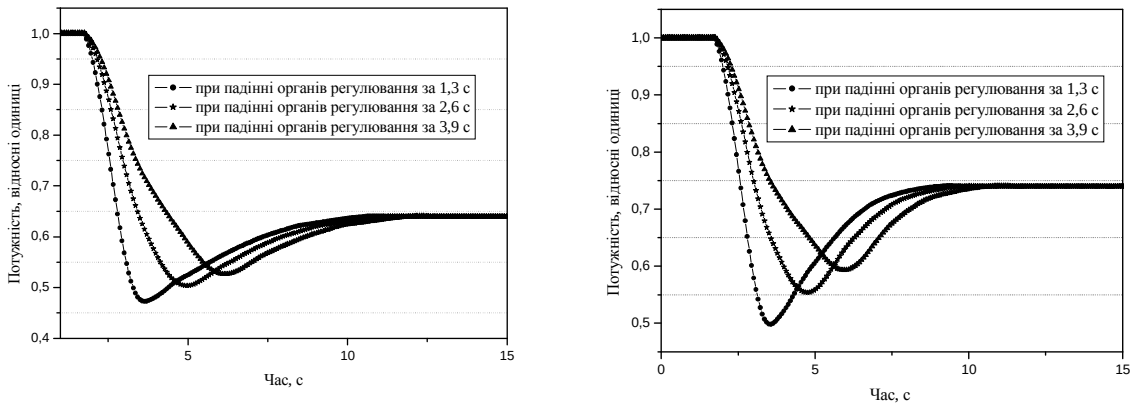
Коефіцієнти реактивності по температурі теплоносія і палива для початку і кінця паливної кампанії РУ ВВЕР-1000

Коефіцієнти реактивності	Початок кампанії	Кінець кампанії
$\frac{\partial\rho}{\partial\theta}$	3,0E-4, $^{o}C^{-1}$	6,8E-4, $^{o}C^{-1}$
$\frac{\partial\rho}{\partial\overline{T}}$	2,7E-5, $^{o}C^{-1}$	3,1E-5, $^{o}C^{-1}$

В результаті період реактора може сягати значень, менших за 10 с, і саме ця особливість призводить до спрацьовування АЗТ в ВВЕР-1000. При цьому, після тимчасового зростання потужність стабілізується на

новому рівні, який є меншим від початкового, при якому відбулося спрацьовування ППЗ. Такі випадки мали місце на АЕС України, один з яких зафіксовано 22 вересня 2007 року на енергоблоці № 2 ХАЕС, інший – на енергоблоці № 2 ЗАЕС 13 квітня 2008 року.

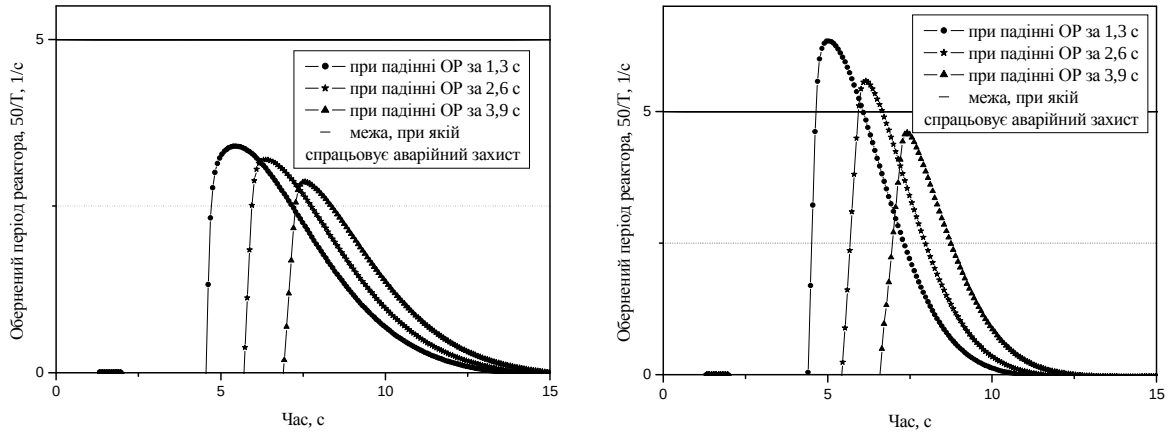
Результати моделювання вказують, що меншій швидкості падіння ОР СУЗ до активної зони реактора ВВЕР-1000 відповідає і більш повільне подальше зростання потужності (дія зворотних зв'язків). На підставі цього може бути визначений мінімальний час падіння групи ППЗ, вище якого вже не буде формуватися сигнал АЗ. При цьому необхідно пам'ятати про проектні і нормативні обмеження максимального часу падіння ОР СУЗ при АЗ [123, 147].



а) б)

Рис. 3.13. Зміна потужності РУ ВВЕР-1000 в режимі ППЗ на початку а) і в кінці б) паливної кампанії

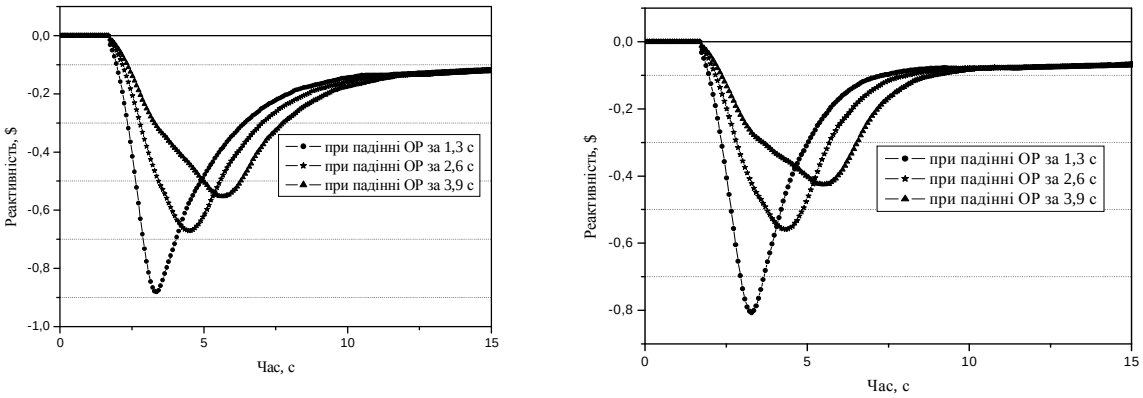
Якщо проаналізувати зміну реактивності (рис. 3.15), що відповідає зміні потужності РУ на рис. 3.13, можна констатувати, що протягом всієї паливної кампанії реактивність має залишатися негативною за будь-якого значення часу падіння групи ППЗ. Отже, це свідчить про те, що реактор знаходиться в безпечному стані за нейтронно-фізичними параметрами (негативна реактивність), а тому відсутня необхідність у спрацьовуванні АЗ.



а) б)

Рис. 3.14. Зміна періоду в режимі ППЗ на початку а) і в кінці б) паливної кампанії.

Слід зазначити, що в стаціонарному стані роботи РУ перед спрацьовуванням ППЗ енерговиділення в активній зоні, як очікується, є симетричним по висоті. Після спрацьовування ППЗ максимум поля енерговиділення зміщується до верхньої половини активної зони, а тому і період реактора для верхньої і нижньої половин активної зони буде різним (Рис. 3.16).



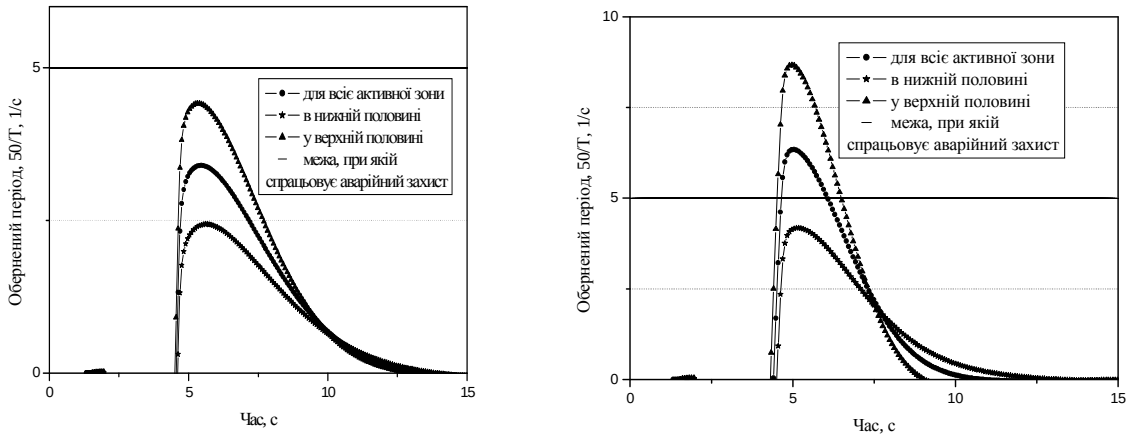
а) б)

Рис. 3.15. Залежність реактивності від часу в режимі ППЗ для початку а) і кінця б) паливної кампанії

Такий перерозподіл потужності відбувається за рахунок більшого падіння температури теплоносія у верхній частині активної зони в порівнянні з нижньою, отже цей факт необхідно враховувати при виборі

вагових коефіцієнтів внеску в сигнал вимірювального каналу АКНП від верхнього і нижнього нейтронних детекторів [86].

На рис. 3.13-3.15 показано тільки інтегральні значення потужності, реактивності та періоду реактора для всієї активної зони, а відповідні вагові коефіцієнти не бралися до уваги внаслідок використання точкової моделі активної зони. В той же час при врахуванні реальних значень вагових коефіцієнтів нейтронних детекторів у вимірювальному каналі АКНП виявлено їх значний вплив на визначення періоду реактора. При цьому обґрунтовано необхідність проведення додаткових досліджень по коректності визначення періоду реактора для перехідних процесів зі зміною профілю енерговиділення по висоті, а також вивчення питання мінімальної кількості нейтронних детекторів у вимірювальному каналі АКНП для виключення явища "сліпоти" АКНП для деяких висотних профілів енерговиділення в активній зоні.



а) б)

Рис. 3.16. Зміна періоду реактора в режимі ППЗ для початку а) і кінця б) паливної кампанії при введенні ОР СУЗ в активну зону за час 1,3 с.

Зміну потужності при спрацьовуванні ППЗ для енергоблоку № 2 ХАЕС наведено на рис. 3.17, де також представлено і відповідні значення з АКНП блоку № 2 ХАЕС.

Як можна бачити, крива розрахункових значень добре узгоджується з кривою реальних даних до моменту спрацьовування АЗ

(момент, після якого почався різкий спад потужності), що можна вважати хорошим підтвердженням того, що застосована схема аналізу перехідних процесів у активній зоні є коректною, а виконані розрахунки основних характеристик (потужності, періоду реактора і реактивності) для РУ ВВЕР-1000 відповідають дійсності.

Крім того дані, наведені на рис. 3.17, дозволяють підтвердити гіпотезу про недоцільність спрацьовування АЗ у даному випадку, і якщо б спрацьовування АЗ не мало місця, то можна очікувати, що потужність енергоблоку змінювалася б відповідно до розрахункової кривої, яка дає підстави стверджувати, що РУ ВВЕР-1000 протягом перехідного процесу в режимі роботи ППЗ знаходиться в безпечному стану.

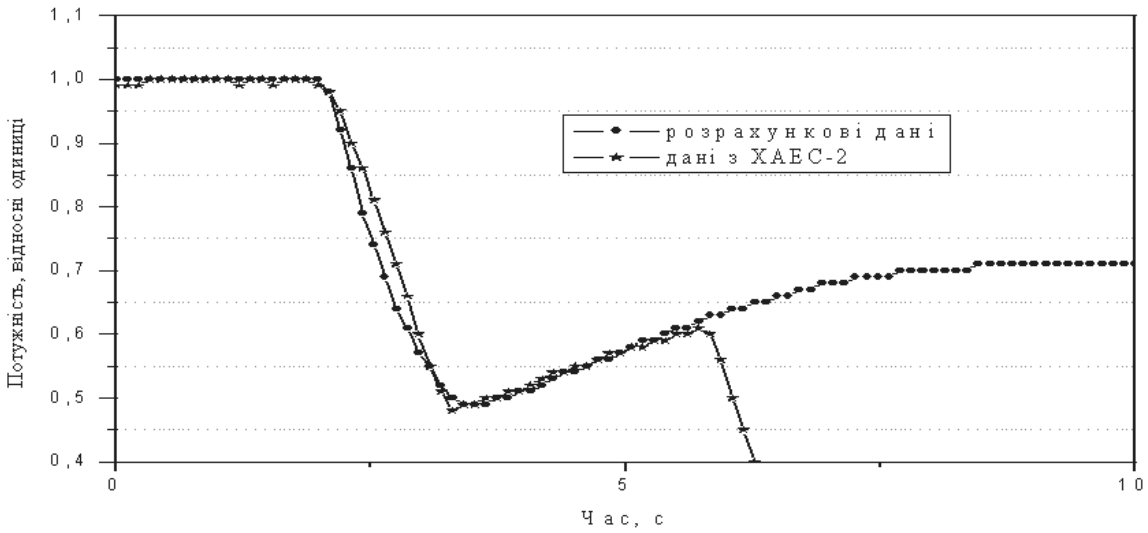


Рис. 3.17. Залежність потужності енергоблоку № 2 ХАЕС в режимі ППЗ від часу.

Результати розрахунків параметрів, важливих для ядерної безпеки, показали, що в кінці паливної кампанії період реактора стає меншим 10 с, що і призводить до спрацьовування АЗТ при ППЗ. У той же час на підставі розрахунків і з отриманих залежностей зміни реактивності і потужності під час і після спрацювання ППЗ, можна стверджувати, що ВВЕР-1000 знаходиться в підкритичному стані, тому сигнал на спрацьовування АЗ за періодом реактора є невиправданим. У той же час значні та швидкі в часі зміни температури палива вимагають проведення

додаткових досліджень безпеки палива в режимі ППЗ. Так, деякі розрахунки з використанням тривимірних нейтронно-фізичних кодів свідчать, що в режимі ППЗ температура палива в найбільш напружених місцях спочатку падає на кілька сотень градусів, а потім зростає на ~ (80-100) °С за кілька секунд, що може бути причиною додаткових термічних напружень в паливній матриці. При цьому в проектній документації на паливо відсутня інформація про допустиму швидкість і величини зростання температури палива для проектних режимів роботи, до яких відноситься в т.ч. і режим ППЗ.

У ході дослідження проблеми контролю періоду реактора в режимі ППЗ визначено, що період реактора не може бути надійним і адекватним показником безпеки реактора. На енергетичних рівнях потужності, коли значну роль в РУ грають зворотні зв'язки, не може бути досягнуто прийнятного узгодження між реактивністю і асимптотичним значенням періоду реактора, і як наслідок, період реактора не може використовуватися як показник безпеки реактора при формуванні захистів і блокувань. Показником безпеки реактора має бути реактивність і швидкість її зміни, а це вимагає внесення відповідних змін до чинних норм і правил, а також документів проекту РУ по контролю періоду реактора і реактивності РУ ВВЕР-1000.

3.5 Дослідження режиму роботи РУ з ВВЕР-1000 при відключенні останнього живильного турбонасоса з рівня потужності менше 25 % номінальної

У підрозділі розглянуто роботу системи управління і захисту РУ ВВЕР-1000 при відмовах в системі живильної води парогенераторів. За вихідну подію прийнято відмову останнього працюючого ЖТН з переходом на підживлення парогенераторів від двох або одного допоміжного живильного електронасоса (ДЖЕН). Відповідно до технологічного регламенту безпечної експлуатації ВВЕР-1000 в разі

розглянутої відмови ЖТН з рівня потужності більше 25 % $N_{ном}$ передбачено спрацювання АЗ реактора. Якщо рівень потужності є меншим 25 % $N_{ном}$,, то спрацьовує пристрій РОП і реактор має бути переведеним на знижений рівень потужності ~ 5 % $N_{ном}$.

Представлені результати розрахункових досліджень перехідного режиму для ВВЕР-1000 при відключенні ЖТН з рівнів потужності 25 % $N_{ном}$ і менше доводять, що в ряді випадків робота пристрою РОП не забезпечує зниження до необхідного рівня потужності реактора, оскільки витрата ДЖЕН є недостатньою для підтримки регламентних рівнів у парогенераторах (ПГ), а це, в свою чергу, призводить до відключення ГЦН відповідних петель і спрацьовування АЗ за фактом їх відключення. Розглянуто причини відхилень від проектного протікання режимів з відключенням ЖТН на ВВЕР-1000, а також запропоновано шляхи вирішення даної проблеми по виключенню спрацьовування АЗ.

Енергоблоки АЕС з РУ ВВЕР-1000 експлуатуються вже понад 30 років. Тривалий час безпечної експлуатації ВВЕР-1000 підтверджує їх високу надійність і гарний рівень безпеки. Разом з тим за час експлуатації таких складних енергетичних об'єктів було виявлено і продовжують виявлятися так звані «вузькі місця» самого проекту енергоблоку, пов'язані з недостатністю знань і технічних можливостей для проведення всебічних аналізів безпеки режимів роботи РУ на етапі розробки проекту. Для усунення вже виявлених «вузьких місць» на енергоблоках з ВВЕР виконуються роботи з модернізації технологічного обладнання та систем контролю і управління, а також щодо вдосконалення технологічних регламентів, експлуатаційних і аварійних інструкцій, спрямованих на підвищення експлуатаційної безпеки енергоблоків АЕС [87].

Безпечна експлуатація і підготовка до продовження строків експлуатації ВВЕР-1000 реалізуються, в тому числі, і шляхом впровадження в експлуатацію сучасних систем контролю і діагностики:

- системи представлення параметрів безпеки (СППБ) [28];

- апаратури контролю нейтронного потоку (АКНП-І, АКНП-ІФ);
- системи внутрішньреакторного контролю (СВРК-М);
- системи внутрішньреакторної шумової діагностики (СВРШД) та ін.,

що дозволяють своєчасно діагностувати відхилення від проектного перебігу як технологічних режимів роботи РУ, так і аномалій в роботі обладнання і систем [67].

Для забезпечення конкурентоспроможності виробництва електроенергії на АЕС, а також для досягнення високих техніко-економічних показників виробництва електроенергії енергогенеруючі компанії йдуть шляхом зменшення паливної складової у вартості виробленої електроенергії. Паливна складова може сягати 20-30% від загальних витрат на виробництво електроенергії, тому завдання оптимізації паливної складової є очевидними [9]. Рішення такого завдання забезпечується, зокрема, збільшенням рівня вигоряння ядерного палива. При цьому виробники ядерного палива йдуть як на підвищення його початкового збагачення, так і збільшують кількість самого палива в активній зоні. Отже, внаслідок зміни водо-уранового співвідношення в активній зоні реактора змінюються і діапазони зміни коефіцієнтів реактивності. Найбільшою мірою це проявляється в зміні коефіцієнта реактивності по температурі теплоносія протягом паливної кампанії. Такі зміни можуть чинити негативний вплив на керованість реактора в перехідних режимах РУ, зумовлених порушеннями умов нормальної експлуатації за рядом показників [72], зокрема:

- часом досягнення нового рівноважного стану після спрацювання захистів і блокувань;
- швидкістю зміни нейтронної потужності внаслідок дії зворотних зв'язків та ін.,

що суттєво впливають на проектні режими роботи систем РУ.

У науково-технічних публікаціях значну увагу приділено проблематиці проходження режиму ППЗ на ВВЕР-1000 при відключенні

одного з двох працюючих ЖТН з рівня потужності більше 75 % $N_{ном}$. Особливість даного режиму полягає в тому, що після спрацьовування ППЗ може формуватися сигнал АЗТ [29, 54, 121, 178, 180]. Такі наслідки обумовлені специфікою дії зворотних зв'язків після падіння групи ППЗ, а також можливостями сучасних систем контролю АКНП-І і АКНП-ІФ по реєстрації швидкоплинних процесів в активній зоні реактора.

Збільшення (по абсолютній величині) коефіцієнта реактивності по температурі теплоносія в кінці паливної кампанії в перехідних режимах роботи РУ зі збільшенням температури теплоносія на вході до реактору призводить до зниження ефективності ОР СУЗ. Це, в свою чергу, обумовлює збільшення часу, за який нейтронна потужність реактора після спрацьовування ППЗ знижується до нового рівня, що задається пристроєм РОП. У результаті витрати ЖТН, що залишився в роботі, виявляється недостатньо для забезпечення живильною водою всіх чотирьох ПГ, внаслідок чого рівні в ПГ знижуються, досягаючи уставок відключення ГЦН відповідних петель. При відключенні трьох ГЦН з чотирьох працюючих формується сигнал АЗ [217]. У відповідності з проектними засадами [123] робота ППЗ повинна запобігти формуванню сигналу АЗ, що обумовлено проектом РУ, а також додатково досліджено розрахунковими методами [287]. Однак поєднання таких факторів, як зменшення часу падіння ОР СУЗ (після реалізації заходів по зменшенню «затирання» ОР СУЗ) і збільшення за абсолютною величиною ТКР для нового палива (зі збільшеною масою палива) істотно змінило характер перебігу режиму ППЗ [29, 54, 121, 178, 180], а також інших перехідних і аварійних процесів в РУ [30, 31].

Необхідно відзначити, що змінилися і режими роботи РУ, які потребують розвантаження енергоблоку пристроєм РОП і на більш низьких рівнях потужності. У цьому підрозділі представлено результати моделювання та проведено аналіз особливостей перебігу режиму роботи

РУ в результаті відключення останнього працюючого ЖТН при роботі РУ ВВЕР-1000 на потужності 25 % $N_{ном}$ і менше.

Відповідно до проекту РУ при відключенні останнього працюючого ЖТН при роботі РУ ВВЕР-1000 на потужності 25 % $N_{ном}$ і менше формується сигнал на включення пристрою РОП, який повинен знизити потужність реактора до ~ 5 % $N_{ном}$. При відключенні останнього ЖТН для забезпечення підживлення ПГ автоматично вводяться в роботу ДЖЕН. У відповідності з проектними засадами даний перехідний процес має відбуватися без спрацьовування АЗ реактора. Однак, як випливає з результатів розрахункових досліджень, а також підтверджується практикою експлуатації АЕС, можливість формування сигналу АЗ реактора при відключенні останнього ЖТН залежить від ряду додаткових умов.

Основними факторами впливу на результати перебігу такого перехідного процесу є:

- час паливної кампанії – початок, кінець;
- поточний рівень потужності реактора в момент відключення ЖТН;
- кількість працюючих ГЦН;
- успішність підключення підживлення ПГ від ДЖЕН;
- кількість працюючих ДЖЕН.

Режими роботи енергоблоку з неповною конфігурацією обладнання передбачено технологічним регламентом безпечної експлуатації [182]. Як правило, такі режими мають місце при наборі або зниженні потужності відповідно після або перед зупиненням реактора, тобто при зниженому рівні потужності.

Для розрахункового аналізу використано базову 4-х петльову теплогідравлічну модель РУ з ВВЕР-1000/В-320 для коду RELAP5/mod3.2 [32]. У розрахункову модель включено все основне обладнання і системи першого і другого контурів нормальної експлуатації, а також системи безпеки. Нейтронно-фізичний блок

представлено аналітичною моделлю точкової кінетики. Також реалізовано можливість завдання рівня потужності реактора в табличному вигляді. Дану модель було адаптовано з урахуванням проектних характеристик основного обладнання та систем енергоблоку № 4 РАЕС. Теплофізичні і нейтронно-фізичні вхідні параметри моделі активної зони реактора відповідають параметрам паливного завантаження енергоблоку, що складається з тепловиділяючих збірок типу ТВСА.

Зміна нейтронної потужності в перехідних режимах роботи РУ розраховувалась з використанням аналітичної моделі (п.3.1, програма BOGOR) [35], що демонструє кращу відповідність розрахункових і експериментальних даних зміни нейтронної потужності реактора при спрацьовуванні ППЗ з подальшою роботою РОП (рис. 3.18) у порівнянні з результатами, отриманими з кодом RELAP5/mod3.2. У моделі BOGOR для розрахунку нейтронної потужності реактора враховується вплив на реактивність реактора зміни температури теплоносія та палива, зміна тиску теплоносія, ефективність ОР СУЗ та ін. Тому для коректного моделювання процесу роботи РОП при відключенні останнього працюючого ЖТН було застосовано ітераційний підхід почергового використання моделей BOGOR і RELAP5.

На першому кроці розраховується зміна нейтронної потужності реактора при роботі РОП без урахування зміни температури теплоносія на вході в реактор і тиску теплоносія. Потім зміна нейтронної потужності реактора задається таблично в моделі RELAP5, де перехідний режим моделюється з урахуванням роботи всього обладнання і систем РУ і, отже, з урахуванням зміни тиску в першому контурі та зміни температури теплоносія на вході в реактор. Використовуючи зазначені параметри на наступному кроці з моделлю BOGOR виконується черговий розрахунок нейтронної потужності. Далі така ітераційна процедура повторюється доти, поки не досягається необхідна точність результатів. Для режимів

роботи РУ з відключенням ЖТН при рівнях потужності 15 - 25 % $N_{ном}$ досить двох-трьох ітерацій, при цьому різниця у значеннях нейтронної потужності для другої та третьої ітерацій становить менше 1 % на всьому часовому проміжку процесу, що моделюється.

При проведенні досліджень з безпеки перехідних режимів роботи РУ зазвичай застосовується консервативний підхід, відповідно до якого обирається комбінація вихідних даних, що призводять до найбільш консервативних результатів по відношенню до проектних або експлуатаційних критеріїв прийнятності, які застосовуються для аналізу безпеки. Для режиму з відключенням ЖТН як вихідні дані, що призводять до консервативних результатів, обирають підвищений рівень потужності РУ (з урахуванням похибок її визначення та підтримання), найменшу витрату теплоносія для даної конфігурації працюючого обладнання РУ, час падіння ОР СУЗ максимально допустимий – 4 с та ін.

Для нашого розрахункового аналізу були прийнято наступні умови:

- реактор знаходиться на стаціонарному рівні потужності 15, 20 або 25 % $N_{ном}$;
- значення технологічних параметрів взято відповідно до технологічного регламенту безпечної експлуатації (ТРБЕ) [182];
- у роботі знаходяться 2 ГЦН, 1 ЖТН;
- положення робочої групи ОР СУЗ на початку перехідного процесу є 90 % від низу активної зони;
- ефективності ОР СУЗ керуючих груп прийнято з альбому нейтронно-фізичних характеристик для відповідних моментів паливної кампанії;
- розглянуто два алгоритму роботи РОП:
    - звичайний – початок руху наступної групи ОР СУЗ після досягнення нижніх кінцевих вимикачів попередньої;
    - «У»-алгоритм – рух наступної групи ОР СУЗ починається при досягненні попередньою групою положення 50 % по висоті;

- - коефіцієнти реактивності по температурі теплоносія і температурі палива взято для відповідних моментів паливної кампанії.

На результати розрахунку зміни потужності реактора з урахуванням роботи ППЗ і РОП найбільший чином впливають наступні чинники:

- інтегральна ефективність і форма диференціальної ефективності ОР СУЗ, що беруть участь в роботі РОП;

- значення коефіцієнтів реактивності по температурі теплоносія,

- врахування часу відкриття арматури на лінії ДЖЕН;

- робота системи підтримки тиску в 1-му контурі – термоелектричні нагрівачі (ТЕН) компенсатора тиску (КТ) і «впорскування» в КТ.

Як випливає з [122] в реальності максимум диференціальної ефективності ОР СУЗ є зміщеним у верхню частину активної зони. При виконанні розрахунків з використанням моделі BOGOR як консервативне припущення прийнято симетричну форму диференціальної ефективності ОР СУЗ, при якій буде досягатися більш пізніше введення негативної реактивності, ніж в дійсності, що має призвести до більш повільного спаду нейтронної потужності і, як наслідок, до більшого інтегрального енерговиділення в активній зоні реактора.

У роботі [153] при аналізі режимів роботи РУ з відключенням ЖТН як консервативне припущення було використано нульовий температурний коефіцієнт реактивності. Однак, як випливає з результатів розрахункового дослідження щодо відключення ЖТН, застосування нульового коефіцієнта реактивності по температурі теплоносія призводить до свідомо більш низького інтегрального енерговиділення протягом перехідного режиму і, відповідно, не може вважатися консервативним припущенням (рис. 3.19).

На рис. 3.20 і 3.21 представлено основні теплофізичні параметри РУ для одного з розглянутих режимів роботи з відключенням останнього працюючого ЖТН з рівня потужності 20 % $N_{ном}$ в кінці паливної кампанії.

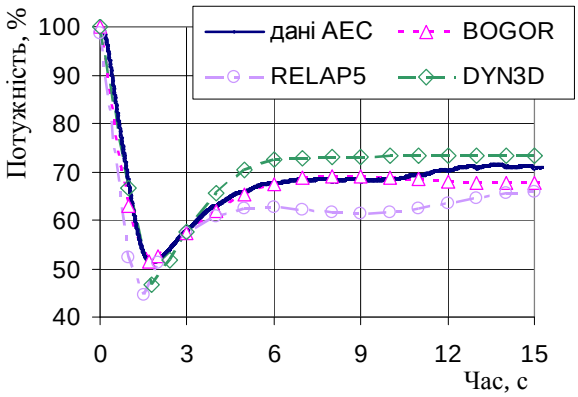


Рис. 3.18. Зміна нейтронної потужності реактора при ППЗ на ВВЕР-1000 і розрахункові дані за програмами BOGOR, RELAP5 і DYN3D.

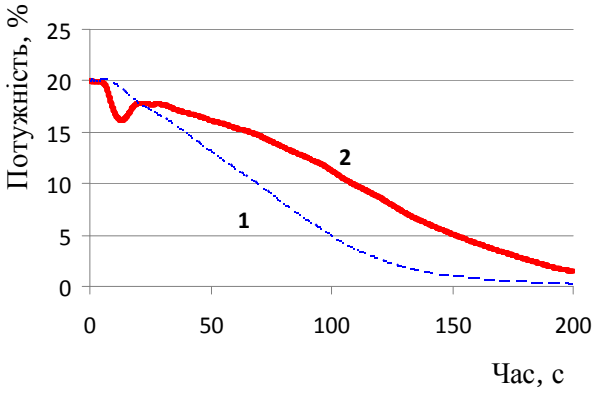


Рис. 3.19. Зміна нейтронної потужності реактора при роботі РОП після відключення ЖТН: 1 – з ТКР = 0; 2 – з ТКР для кінця паливної кампанії.

У моделі RELAP5 враховується реальна робота регуляторів тиску і вприскування в КТ відповідно до ТРБЕ. У частині моделювання роботи ДЖЕН в моделі RELAP5 не бралася до уваги наявність відсічної арматури на напорі ДЖЕН. Час відкриття даної арматури становить 60 с [153], протягом яких витрата ДЖЕН після підключення буде наростати від нуля до номінального значення 150 м^3/год.

У розрахунках з RELAP5 робота ДЖЕН моделювалася за номінальною витратою відразу після включення, що призводить до завищення маси поданої до ПГ живильної води від двох ДЖЕН на ~ 2,5 т.

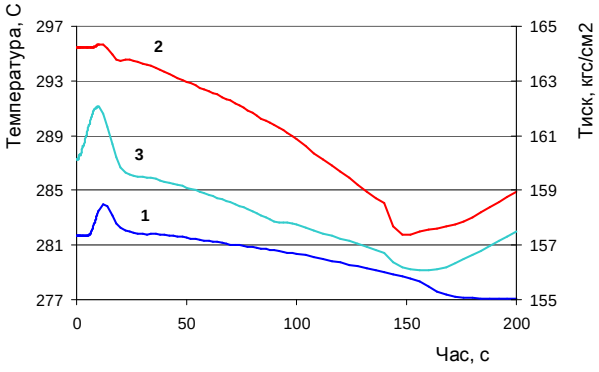


Рис. 3.20. Графіки зміни тиску в 1-му контурі (3) і температури теплоносія на вході (1) і виході (2) з реактора.

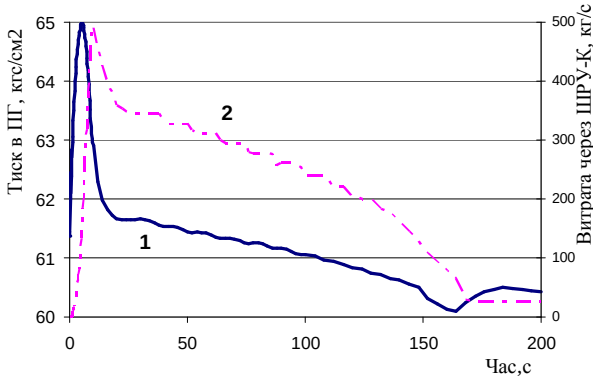


Рис. 3.21. Графіки зміни тиску в ПГ (1) і витрати через швидкодіюча редукційна установка скиду пари в конденсатор турбіни (ШРУ-К) (2).

Оскільки в реальності підживлення ПГ за першу хвилину після підключення ДЖЕН буде на 2,5 т меншим, то зниження рівня в ПГ до уставки відключення ГЦН відбудеться на 20-30 с раніше, ніж в розрахунку без врахування часу включення арматури на лінії ДЖЕН. Таким чином, неврахування часу відкриття арматури на лінії ДЖЕН знижує консерватизм результатів розрахунку, а, отже, при аналізі розглянутих перехідних режимів час відкриття арматури на напорі ДЖЕН має обов'язково враховуватися в розрахунковій моделі.

На рис. 3.22 і 3.23 представлено залежність зміни нейтронної потужності реактора (крива 1) і рівня в ПГ (крива 2) для сценарію з відключенням останнього працюючого ЖТН при рівні потужності реактора 20 % $N_{ном}$ на початку і в кінці паливної кампанії, відповідно. Робота РОП моделювалася для початку паливної кампанії у відповідності з проектом, а для кінця паливної кампанії з урахуванням застосування «У»-алгоритмів. Горизонтальна лінія 3 на рис. 3.22 і 3.23 показує величину уставки за рівнем в ПГ, при досягненні якої відключається ГЦН даної петлі, що в результаті призводить до формування сигналу АЗ реактора. Як випливає з рисунків, в обох випадках спостерігаються умови для формування сигналу АЗ реактора, оскільки один з двох ГЦН, що знаходиться в роботі, відключається раніше, ніж відбувається зниження потужності реактора до необхідного рівня, меншого за 5 % $N_{ном}$.

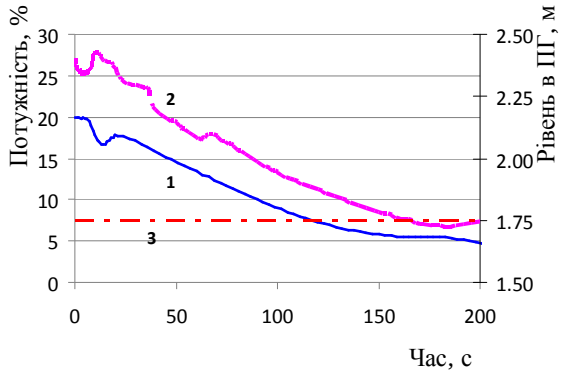


Рис. 3.22 Зміна нейтронної потужності (1) реактора і рівня в ПГ (2) на початку паливної кампанії.

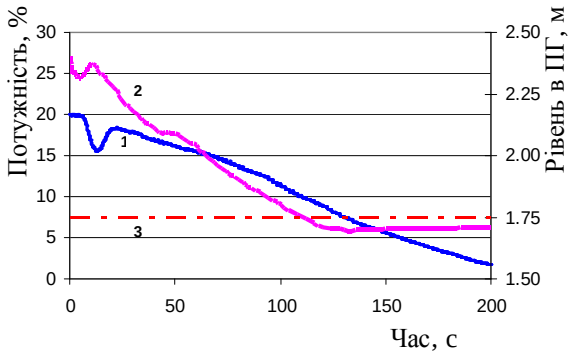


Рис. 3.23. Зміна нейтронної потужності (1) реактора і рівня в ПГ (2) в кінці паливної кампанії.

В табл. 3.3 для різних моментів (початок і кінець) паливної кампанії ВВЕР-1000, як з впровадженими в РОП «У»-алгоритмами, так і без нього, представлено мінімальні рівні потужності РУ, починаючи з яких у разі ненавмисного відключення останнього ЖТН зниження рівня в ПГ до уставки відключення ГЦН відповідної петлі випереджає зниження потужності реактора до 5 % $N_{ном}$. Як результат, в зазначених випадках буде формуватися сигнал АЗ реактора.

Таким чином, з результатів проведеного розрахункового дослідження режиму роботи РУ з ВВЕР-1000 при відключенні останнього працюючого ЖТН з рівня потужності менше 25 % $N_{ном}$ випливає:

1) інформація про безпеку проходження режиму з відключенням останнього ЖТН [153] містить помилкове припущення про консервативність прийняття рівним нулю ТКР, тим більше, що впровадження ТВЗ нового покоління (з великими по абсолютній величині ТКР) призвело до зниження мінімального рівня потужності РУ, при якому в випадку відключення останнього ЖТН реактор шляхом спрацювання РОП може бути безпечно розвантаженим до рівня потужності 5 % $N_{ном}$;

2) діюче галузеве технічне рішення [120] на роботу РОП з 25% $N_{ном}$ не підтверджується розрахунками (для даної конфігурації працюючого обладнання – 2 ГЦН, 2 ДЖЕН);

3) для конфігурації обладнання – 2 ГЦН і 1 ДЖЕН – спрацьовування АЗ з відключенням ГЦН відбуватиметься, якщо початкова потужність була меншою від 20 % $N_{ном}$ і складала приблизно 12 - 15 % $N_{ном}$.

Як випливає з результатів аналізу безпечне проходження режимів з відключенням останнього працюючого ЖТН з рівня потужності не більше 25 % $N_{ном}$ без спрацьовування АЗ реактора по досягненню межі

безпечної експлуатації за рівнями в ПГ може бути забезпеченим наступним чином:

- скиданням групи ППЗ до порушення меж безпечної експлуатації за рівнями в ПГ, наприклад, якщо потужність через 100 с після відключення ЖТН є більшою від 8 % $N_{ном}$;

- реалізацією можливості саморегулювання РУ за параметрами теплоносія 1-го контуру, наприклад, шляхом зміни налаштувань ШРУ-К для підвищення температури на вході реактора або зміни налаштувань регулятора тиску (ТЕН КТ і вприскування в КТ) для підтримки більш низького тиску в 1-му контурі.

Таблиця 3.3

Рівні потужності (%) РУ ВВЕР-1000, за яких відбувається спрацьовування АЗ реактора внаслідок відключення ГЦН по уставці низького рівня в ПГ

Паливна кампанія	з «У»-алгоритмом	без «У»-алгоритму
початок	25	20
кінець	20	15

Впровадження в експлуатацію зазначених заходів вимагає виконання більш детального аналізу всіх аспектів впливу зазначених заходів на безпеку енергоблоків ВВЕР-1000.

3.6 Про деякі параметри ядерної безпеки уран-графітових реакторів

У документах МАГАТЕ та інших публікаціях [152, 200] представлено матеріали кваліфікованих експертів з розслідування причин ядерної аварії 26 квітня 1986 р на блоці № 4 ЧАЕС (7-й рівень за шкалою ІНЕС [74]), серед яких визначальними є помилки у проекті, що пов'язані з нейтронно-фізичними параметрами активної зони. Проте, в публікаціях співробітників НИКИЕТ – головного конструктора (ГК) проекту РБМК-1000 (реактор великої потужності канальний) – робиться акцент на інших причинах аварії, не пов'язаних з конструктивними помилками проекту [77].

На жаль, версія аварії, відображена в [77], переважає в суспільній свідомості. Це є наслідком прояву активної пропаганди, початок якої було покладено з представлення доповіді радянської делегації в жовтні 1986 р у МАГАТЕ, в якій провина за катастрофу на ЧАЕС покладалася на оперативний персонал [1]. У той же час з особистих спостережень можна відзначити, що з таким усталеним у суспільній свідомості розумінням причин аварії, школярі приходять до технічних вузів і навіть після їх закінчення вважають, що основною причиною даної аварії аварії є «людський фактор», тобто помилки персоналу. Тому, незважаючи на те, що після аварії минуло вже більше 30 років, необхідно ще раз акцентувати увагу на грубих помилках проекту РБМК, що не раз виявлялися при експлуатації і до аварії.

Для аналізу параметрів безпеки пропонується розглянути коротку історичну довідку щодо розвитку концепції уран-графітових реакторів в колишньому СРСР, а також на основі спрощеної фізичної моделі такого типу реакторів проаналізувати тенденції зміни важливих параметрів ядерної безпеки.

Початок розвитку графітових реакторів було покладено у 1946 р зі створення першого ядерного реактора Ф-1 (фізичний перший) на території СРСР і Європи [88]. Реактор було побудовано тоді ще в Підмосков'ї на території Лабораторії № 2 – майбутнього Інституту атомної енергії ім. І.В. Курчатова, нині «Курчатовський інститут». Було обрано гетерогенну схема розташування ядерного палива (металевий природний уран) і сповільнювач (графіт реакторної якості). Після 4-ох експериментальних збірок реактора було спрогнозовано розміри реактора, в якому могла бути отримана самопідтримувальна ланцюгова реакція поділу ядер урану, що і було реалізовано на 5-ій збірці реактора 25 грудня 1946 р.

Активна зона реактора збиралася з графітових брикетів розміром 100 × 100 × 600 мм, в яких було прорублено по три отвори (всього понад

30 000 отворів) для розташування в них уранових блочків (аналогічно, як і в першому в світі ядерному реакторі СР-1), а відбивач реактора набирався з таких же графітових брикетів без отворів. Усього в активній зоні реактора Ф-1 містилося 45,07 т уранових виробів (33,5 т – блоки металевого урану, 11,57 т – брикети і кулі оксиду урану) і 400 т графіту [88]. Ефективний коефіцієнт розмноження нейтронів при повністю витягнутих органах регулювання становив $k_{еф} = 1{,}00075$, що разом з негативним температурним коефіцієнтом реактивності забезпечували його ядерну безпеку. Реактор Ф-1 пропрацював більше 60 років і в даний час має статус пам'ятки науки і техніки.

Проведені на реакторі Ф-1 дослідження дозволили визначити необхідні ядерні константи, а також провести дослідження фізичних характеристик матеріалів активної зони промислових уран-графітових реакторів (ПУГР) для напрацювання збройного плутонію. Для цих цілей на реакторі Ф-1 було розроблено метод кількісного контролю властивостей ядерних матеріалів зі зміною реактивності реактора. Характеристики всіх партій металевого урану для першого промислового уран-графітового реактора «А» було перевірено на реакторі Ф-1.

Незважаючи на те, що реактор Ф-1 і значна частина вже реалізованих на той час конструкцій уран-графітових реакторів у США [176] мали горизонтальне розташування паливних каналів, в проекті ПУГР було прийнято вертикальне розташування паливних каналів. Також і інші технічні рішення проекту були унікальними. Це, перш за все, стосується технічних рішень щодо подавання та розподілу води, що охолоджує паливо, по паливним каналам, а також схем вивантаження уранових блоків для подальшого їх відправлення на завод по виділенню плутонію.

Фізичний пуск першого промислового уран-графітового реактора «А» без води (теплоносія) в технологічних каналах (ТК) реактора було здійснено 8 червня 1948 р. На проектну потужність 100 МВт (з

теплоносієм) реактор «А» було виведено вже 22 червня 1948 р . Пуском реактора «А» керував І.В. Курчатов, який в журналі на центральному пульті управління реактора зробив наступний запис: "Попереджаю, що апарат без води залишати не можна за будь-яких обставин" [88].

Таким чином, можна відзначити, що, вже починаючи з перших ПУГР, було «підтверджено», що уран-графітовий реактор може продовжувати працювати і без теплоносія як в деяких ТК, так і в усьому реакторі. Така особливість, по суті, стала головним недоліком конструкції графітового реактора, що могла проявитися не раз у майбутньому.

Графітовий реактор «А» було побудовано на Південному Уралі (м. Озерськ, ВО «Маяк») за дуже короткий час – 26 місяців. 23 березня 1946 р. було затверджено вихідні завдання на проектування, а 8 червня 1948 р. вже було здійснено фізичний пуск реактора «А». На цьому ж майданчику було побудовано й інші ПУГР аналогічної конструкції для напрацювання плутонію: АВ-1, АВ-2, АВ-3 більшою потужністю: 1000, 1400 і 1000 МВт, відповідно. Потужності реакторів було підвищено після заміни на азот повітряного охолодження графітової кладки і зменшення окислення графіту киснем.

У перших ПУГР було прийнято проточну схему охолодження палива водою, що подається до ТК з незначною хімічною підготовкою після забору з озера або річки і туди ж скидається після попереднього охолодження в відстійниках. З пуском енергетичних ядерних блоків зріс інтерес до проектування промислових реакторів подвійного цілеспрямування, на яких крім напрацювання плутонію можна також виробляти і енергію.

У січні 1950 р було прийнято рішення про створення промислових енергетичних уран-графітових ректорів подвійного цілеспрямування на природному урані, в яких крім виробництва плутонію також вироблялася і електроенергія. До середини 1954 р у Міністерстві середнього

машинобудування (МСМ) було прийнято рішення по проектуванню "... другої черги агрегатів типу АВ для виробництва плутонію і попутного вироблення товарної електроенергії" [88]. А в 1955 р в МСМ прийнято рішення про будівництво серії більш потужних ПУГР типу АДЭ. Перший промисловий такий реактор ЭИ2 із замкнутим контуром було побудовано на Сибірському хімічному комбінаті в 1958 р.

ПУГР типу АДЭ із замкнутим циркуляційним контуром було побудовано в 60-х рр. також у містах Желєзногорську та Сіверську. На реакторах АДЭ також вироблявся збройний плутоній, невелика кількість електроенергії і здійснювалося теплопостачання до міст-супутників, а також частково до м. Томськ. Усього в Радянському Союзі було побудовано 13 ПУГР, які пропрацювали від 31 до 46 років.

Детальні технічні характеристики елементів активної зони ПУГР ще й досі не наведено у відкритій літературі в зв'язку з їх військовим призначенням. Основні технічні характеристики елементів активної зони ПУГР: розміри графітових блоків – крок паливної решітки; розміри технологічного і паливного каналів; каналів системи управління і захисту; розміри паливних блоків і їх матеріальний склад, необхідні для оцінки параметрів реактора, що впливають на його ядерну безпеку, зібрані з різних «спогадів» учасників проектів створення та експлуатації ПУГР [90, 190]. На вході до активної зони в енергетичних реакторах типу АДЭ тиск теплоносія становив 35-40 кг с/ см^2, температура на виході максимально навантажених ТК становила до 195–197 °С. Температура води на вході ТК була підвищеною до 80–90 °С.

Паливом ПУГР слугували циліндричні твели з металевого урану природного складу, укладені в оболонку зі сплаву на основі алюмінію. Паливним каналом була труба зі сплаву алюмінію діаметром 40×1,65 мм, що розміщується в технологічних каналах діаметром 60 мм, висвердлених у графітовий кладці, що складається з графітових блоків

поперечним перерізом 200×200 мм. Поперечний розмір графітових блоків в ПУГР АДЭ 2÷5 був збільшеним до 220 мм [3].

Основне завдання ПУГР – напрацювання збройного плутонію – поставило перед розробниками питання про підвищену самозахищеність реактора, а також про швидкодію систем захисту. Так, наприклад, для реактора «А» час введення 9-ти стрижнів АЗ по сигналу припинення надходження охолоджувальної води в канал становив 0,5 с, а час введення до активної зони інших стрижнів регулювання та аварійного захисту – не більше 6 с [62]. Для порівняння: час введення стрижнів АЗ РБМК-1000 першого і другого поколінь становив 18 с.

Розглянемо вплив на характеристики ядерної безпеки основних параметрів активної зони реактора типу АДЭ. Для цього визначимо для «різних» ПУГР зміну $k_{еф}$ у разі «запарювання» паливного каналу або «зникнення» води в каналі.

Для реакторів з протяжною активною зоною, до яких, безумовно, належать ПУГР і РБМК (у останнього висота активної зони 7 м та діаметр ~ 12 м), витік нейтронів становить менше 5 %, тому для розрахунку досить точних значень $k_{еф}$ ядерного реактора можна скористатися відомою формулою 4-х співмножників [56]:

$K_{эф} = \eta\varepsilon\theta\varphi$ – формула чотирьох співмножників для розрахунку коефіцієнта розмноження нейтронів в нескінченній розмножувальній системі;

де $\eta = \dfrac{\sum_i \nu^i R_f^i}{\sum_i R_a^i}$ – кількість нейтронів, що виділяються в ядерному паливі на один поглинений ядром палива нейтрон;

ν^i – кількість нейтронів, що виділилися на один акт поділу ядра урану;

$\theta = \dfrac{\sum_i R_a^i}{\sum_i R_a^i + \sum_j R_a^j}$ – коефіцієнт використання теплових нейтронів – частка нейтронів, поглинених в паливі, по відношенню до всіх нейтронів,

поглинутих у розмножувальному середовищі; *i* – паливні ізотопи, *j* – непаливні матеріали активної зони;

$R_j^i = \Phi^i \Sigma_j^i$ – інтенсивність в одиниці об'єму на *i*-му матеріалі активної зони нейтронної реакції *j*-типу: *a*-поглинання, *f*-поділ;

Φ^i – потік теплових нейтронів в *i*-му матеріалі активної зони;

$\Sigma_{a,f}^i$ – макропереріз поглинання (поділу) нейтронів в *i*-му матеріалі активної зони;

ε – коефіцієнт розмноження на швидких нейтронах, для реактора на теплових нейтронах зазвичай не перевищує 1,02 ÷1,05.

$\varphi = 4{,}05 + 28{,}4\sqrt{\frac{F}{M}}$ – імовірність уникнути резонансного поглинання на ^{238}U нейтронам, що сповільнюються в розмножувальній системі. Цей вираз є емпіричним, а для паливних блоків з металевого урану та для паливних блоків з двоокису урану, що використовуються в РБМК, сам коефіцієнт обчислюється за формулою [16] $\varphi = 5{,}55 + 26{,}6\sqrt{\frac{F}{M}}$, де *F* – площа поверхні паливного блоку, см^2, *M* – маса палива в блоці, г.

Вплив конструкційних матеріалів алюмінію і/або цирконію, а також азоту і/або гелію на поглинання нейтронів є незначним, тож ними в даному випадку можна знехтувати.

Зміна мікроперерезів за законом 1/v визначалася по температурі нейтронного газу $T_{нг}$, що, в свою чергу, розраховувалася за формулою [56] $T_{нг} = T\left(1 + 1{,}8\frac{\Sigma_a}{\xi\Sigma_s}\right)$, де *T* – температура сповільнювача (графіту),

Σ_a, Σ_s – макроперерізи поглинання і пружного розсіювання графітом, відповідно,

ξ – середнєлогарифмічний декремент енергії на графіті.

У табл. 3.4 представлено залежності $k_{еф}$ при «запарюванні», або зневодненні ядерного реактора для ПУГР з поперечними розмірами графітових блоків 200 і 220 мм.

Для розрахунків було прийнято наступні вихідні дані:

Матеріал	Густина, г/см^3	σ_f, б (барн)	σ_c, б	σ_s, б
^{12}C, графіт	1,65	-	0,0048	4,5
H_2O, вода	1,0	-	0,66	40,5
^{235}U, уран	19,6	580	98	-
^{238}U, уран	19,6	-	2,7	-

де σ_f, σ_c, σ_s – мікроперерізи поділу, радіаційного поглинання і розсіювання, відповідно.

Таким чином, можна зробити висновок, що ПУГР типу АВ і АДЭ мають невеликий, відповідно до 0,2 і 1,0 β, позитивний «паровий» ефект реактивності, який максимально має проявлятися при повному зневодненні ТК у холодному стані і не становить серйозної загрози для забезпечення вимог щодо ядерної безпеки реактора (β – частка запізнілих нейтронів, для ПУГР і РБМК-1000 в режимі сталих перевантажень палива β ≈ 0,005).

Таблиця 3.4

Зміна $k_{еф}$ при зміні густини води в ТК для ПУГР з різним кроком паливної решітки

Крок решітки, мм	Густина води в ТК, г/см^3						
	0	0,1	0,2	0,4	0,6	0,8	1,0
200	1,0709	1,0707	1,0704	1,0697	1,0688	1,0677	1,0665
220	1,1865	1,1861	1,1857	1,1847	1,1837	1,1825	1,1812

Уран-графітовий напрямок у колишньому СРСР отримав пріоритетний напрямок і в енергетичному ядерному реакторобудуванні. Основними причинами такого рішення є:

- широке застосування даної технології в ПУГР;

- відставання в технології виробництва великого корпусного обладнання, необхідного для широкого освоєння реакторів з водою під тиском – водо-водяний напрямок в ядерному реакторобудуванні.

Аналіз ядерної безпеки графітових енергетичних реакторів АМ-1, АМБ-100, АМБ-200 і ЭГП-6, показав, що використання збагаченого палива поряд з «безпечним» кроком паливної решітки забезпечують негативний температурний коефіцієнт реактивності. Можна також відзначити, що для зазначених реакторів крок паливної решітки було обрано у 200 мм (для реактора АМ-1 прийнято трикутний крок паливної решітки, що дорівнював 120 мм; цей реактор був єдиним уран-графітовим енергетичним реактором з шестигранними призмами). Необхідно також підкреслити і більш відповідальне ставлення до вибору проектних параметрів на прикладі першої атомної електростанції АМ-1. В [155] представлено докладну інформацію про обґрунтування вибору нейтронно-фізичних характеристик АМ-1, їх залежність від кроку решітки, кількості води, збагачення та інших характеристик, аналіз ефективності АЗ при розгерметизації декількох твел і збільшення кількості води в активній зоні. Методи розрахунку, що використовуються при проектуванні АМ-1, перевірялися спочатку стосовно до реактора РФТ, який вже працював під час проектування АМ-1, а також на спеціальному графіто-водяному фізичному реакторі – «прототипі» реактора АМ-1.

Необхідно відзначити роль С.М. Фейнберга, який брав участь в ядерному проекті, був «ідеологом» реакторного напрямку, запропонував використовувати сплави цирконію для оболонок твелів, а також був неформальним науковим керівником проекту енергетичного уран-графітового реактора великої потужності канального – РБМК [191].

Реактори ПУГР для виробництв електроенергії застосовували двоконтурну схему – пар для турбогенератора (ТГ) вироблявся в парогенераторах. Таку ж концепцію було прийнято і на початковому

етапі розробки ескізного проекту РБМК. Однак в 1964 р після участі С.М. Фейнберга у ІІІ-ій Женевській конференції з мирного використання атомної енергії, де були представленими реактори з киплячою водою, було прийнято рішення про проектування реактора з кипінням теплоносія безпосередньо в паливних каналах реактора з подальшою сепарацією пари в сепараторах і подачею «активованого» пару на турбіну. Це давало значні економічні переваги перед двоконтурною схемою за рахунок підвищення вмісту пари на виході ТК і значного скорочення кратності циркуляції теплоносія [88, 90, 190]. Передбачалося також, що проект РБМК-1000, у разі необхідності, може замінити ПУГР – реактори для вироблення плутонію. Технічні рішення щодо «придушення» позитивного парового ефекту реактивності (як буде показано нижче) шляхом вибору кроку графітової кладки до ~ 200 мм не дозволяли домогтися високої глибини вигоряння урану і забезпечити необхідний для військових цілей ізотопний склад плутонію, тому і не були прийнятими.

Розглянемо важливі відмінності проектів ПУГР і РБМК-1000, що суттєво вплинули на рівень ядерної безпеки останнього:

- збільшення розміру графітового блоку (кроку паливної решітки реактора) до 250 мм;
- застосування збагаченого урану (в перших проектах 1,8 % по ^{235}U);
- застосування високого тиску теплоносія до 70 атм і підвищення його температури на виході з каналів з метою підвищення к.к.д. РУ;
- перехід на цирконієві сплави для труб паливних каналів і оболонок твелів;
- зміна напрямку руху теплоносія в паливних каналах: у ПУГР зверху вниз – проточна схема, в РБМК – знизу до верху.

На жаль можна констатувати, що, незважаючи на істотні фізичні відмінності проекту РБМК від проекту ПУГР, в МСМ було прийнято рішення про проектування та будівництво РБМК-1000 без

дослідницького зразка – реактора-прототипу «малої» потужності, на якому зазвичай досліджуються фізичні особливості поведінки РУ в різних режимах її роботи. Для проведення ресурсних випробувань твелів обмежилися дослідженнями на експериментальній петлі реактора АИ ВО «Маяк» з одним паливним каналом РБМК половинної довжини у 3,5 м. Теплогідравлічні випробування каналу з ТВЗ РБМК-1000 проводилися на повномасштабних макетах твелів з електричним підігрівом і з ТВЗ на стенді в Інституті атомної енергії (ІАЕ).

У вересні 1973 р. почалися операції з фізичного пуску першого блоку РБМК-1000 на Ленінградській АЕС. Головою державної комісії по пуску реактора було призначено С.М. Фейнберга. Після повернення в ІАЕ він дав розпорядження про проведення додаткових досліджень для обґрунтування ядерної безпеки РБМК-1000 [159]. Причина – дуже велика кількість локальних критичних мас (критмас) в реакторі: близько 50-ти. Реальна кількість локальних критмас в РБМК-1000 може бути набагато більшою [78]. У листопаді 1973 г. С.М. Фейнберг помер, і про «проблеми» РБМК-1000 на деякий час забули. Тож про які ж це «проблеми» РБМК-1000 забули розробники ?

Визначимо фізичні параметри РБМК-1000, що впливають на його ядерну безпеку, за методикою, розглянутою вище для оцінки ядерної безпеки ПУГР. Паливо РБМК – це циліндричні твели з низькозбагаченого двоокису урану (~ 1,8 %), укладені в оболонку зі сплаву на основі цирконію. Паливний канал – труба зі сплаву цирконію діаметром 88×4 мм розміщується в технологічному каналі діаметром 114 мм, висвердлений у графітовій кладці, що складається з графітових блоків поперечним перерізом 250 × 250 мм. ТВЗ РБМК-1000 складається з двох частин, зібраних в одному паливному каналі, при цьому кожна ТВЗ містить 18 твелів: розміри оболонки 13,5 × 0,9 мм, діаметр паливної таблетки 11,5 мм [77]. Густина двоокису урану складала 10,4 г/см^3.

На рис. 3.24. представлено залежності $k_{еф}$ при «запарюванні» або зневодненні каналів РБМК (залежність від густини води в ТК) для проекту РБМК-1000, а також для випадків, якщо б було обрано інший розмір графітового блоку і, відповідно, крок паливної решітки реактора, а саме: 200 і 300 мм.

Детальний аналіз залежності $k_{еф}$ від кроку паливної решітки реактора показує, що для обраної конструкції ТВЗ і збагачення палива паровий коефіцієнт реактивності змінює свій знак з негативного на позитивний, якщо крок паливної решітки є більшим за ~ 200 мм. Якби питання забезпечення ядерної безпеки мали найвищий пріоритет у порівнянні з економічними показниками, то вибір геометричних характеристик елементів активної зони, що суттєво впливають на параметри ядерної безпеки РБМК, мав бути зробленим на користь кроку паливної решітки не більше 200 мм.

Для компенсації такої великої надкритичності ($k_{еф}$~1,2) свіжого паливного завантаження РБМК-1000 в активній зоні розміщено понад 200 додаткових поглиначів, які в міру вигоряння палива витягуються з реактора [77]. У загальному випадку врахування впливу ДП і/або вигоряння палива призводить до погіршення характеру залежності $k_{еф}$ від густини теплоносія – сумарний парової ефект реактивності стає більшим за абсолютною величиною. У табл. 3.5 наведено максимальні значення парового ефекту реактивності, що проявляються при кипінні теплоносія в ТК і зменшенні його густини до нуля.

Якщо параметри реактора вибирати виходячи з умов забезпечення, перш за все, його ядерної безпеки, то вибір повинен був зроблений для менших, у порівнянні з проектними, розмірів графітового блоку. Правда, як уже було відзначено вище, при цьому знижуються характеристики палива з вигоряння.

Деяке «покращення» за значеннями парового ефекту реактивності можна отримати, якщо збільшити середнє збагачення палива. Така

пропозиція була серед першочергових заходів на РБМК-1000, спочатку після аварії на 1-му блоці Ленінградської АЕС в 1975 р до 2,0 %, а вже після аварії на ЧАЕС у 1986 р до 2,4 % [77].

Таблиця 3.5

Величина парового ефекту реактивності, β

Збагачення палива, %	Розмір графітового блоку, мм		
	300×300	250×250	200×200
1,8	+15	+4	негативний
2,4	+9	+0,7 (< 1)	негативний

Реактори ПУГР і РБМК відносяться до реакторів з протяжними активними зонами, тому для них характерним є висока нестійкість полів енерговиділень на малих рівнях потужності, коли зв'язок між окремими частинами активної зони є слабким. У табл. 3.6 представлено дані про кількість окремих критмас в об’ємі реакторів ПУГР і РБМК, в залежності від кроку паливної решітки та збагачення палива. Представлені дані для «холодного» реактора при густині води 1,0 г/см^3.

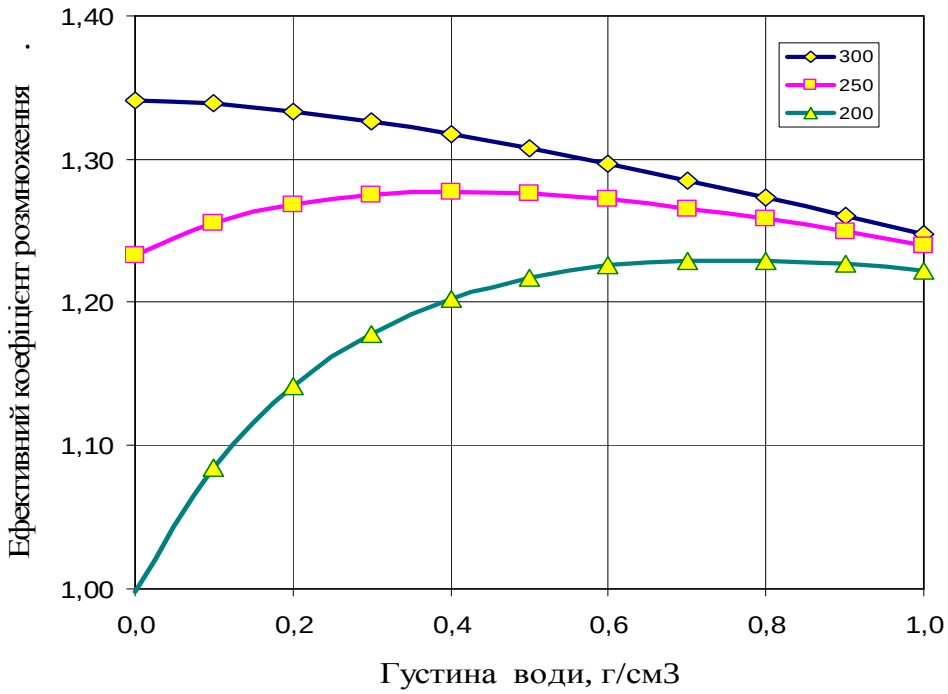


Рис. 3.24. Зміна $k_{еф}$ паливної решітки РБМК при зміні густини води в ТК, для палива збагаченням 1,8 %.

При розігріві реакторів об’єм одиночної критмаси зменшується, що призводить до збільшення загальної кількості критмас в активній зоні реактора. Розрахунок параметрів критмас проводився без відбивача за відомими у фізиці реакторів залежностями [56]:

$R_{кр} = \frac{\pi M}{\sqrt{K_{эф} - 1}}$, де $R_{кр}$ – критичний радіус реактора;

M – довжина міграції нейтронів в реакторі.

При врахуванні відбивача кількість критмас має збільшитися.

Для реактора РБМК-1000 радіус сфери мінімального критичного об’єму зменшується від 1,4 м для холодного стану реактора зі свіжим паливом, до 0,65 м для стану реактора без води або при випаровуванні води з ТК. При цьому виявляється, що висота частини активної зони, де може утворитися локальна надкритичність, становить менше 1,5 м, що відповідає експериментальним і розрахунковим оцінками [78, 88].

Ще одним недоліком і навіть помилкою проекту є конструкція органу регулювання РБМК-1000.

Таблиця 3.6

Кількість локальних критмас в об’ємі реактора
(об’єм однієї критмаси)

Тип реактора	Збагачення, %	Розмір графітового блоку, мм			
		200×200	220×220	250×250	300×300
ПУГР	0,72	21, (25 м^3)	26, (21 м^3)	-	-
РБМК	1,8	41, (11,5 м^3)	-	65, (11,3 м^3)	90, (12 м^3)
	2,4	100, (4,7 м^3)	-	150, (4,7 м^3)	210, (5 м^3)

Як уже було відзначено вище, проект РБМК істотно відрізняється від проекту ПУГР, в тому числі і за конструкцією та умовами роботи ОР СУЗ. У ПУГР охолодження каналів СУЗ здійснюється «тонким» шаром води по поверхні ОР СУЗ, тобто реалізоване так зване плівкове

охолодження, і вплив води на параметри реактора є незначним. Канали під органи регулювання РБМК-1000 були повністю заповненими водою окремого контуру охолодження ОР СУЗ, відповідно вода в контурі СУЗ істотно впливає на параметри безпеки реактора.

Як відомо, вода в активній зоні РБМК у порівнянні з графітом має більш високі поглинаючі властивості по відношенню до теплових нейтронів. Тому для більшої економії нейтронів в канали під ОР СУЗ на рівні активної зони, які більшу частину часу роботи реактора на енергетичних рівнях потужності знаходяться без поглинаючої частини і заповнені водою, було запропоновано помістити графітові витискувачі.

Фізична роль графітового витискувача полягала в зменшенні «шкідливого» поглинання нейтронів в стовпі води, яка знаходиться в каналі ОР СУЗ, коли поглинаючий стрижень не знаходиться в активній зоні. Це технічне рішення є прийнятним у разі, якщо витискувач займає всю висоту активної зони, що і було запропоновано в ескізному проекті РБМК-1000 і реалізовано на 1-му блоці Ленінградської АЕС. Однак уже в наступних проектах РБМК (в тому числі і на 2-й черзі ЧАЕС) в конструкції ОР СУЗ було реалізовано інші необґрунтовані технічні рішення:

- довжина поглинаючої частини зменшена до 6,2 м;
- довжина графітового витскувача становила 4,5 м.

Таке «раціоналізаторське» рішення дозволило зменшити об’єм підреакторного простору, куди мають виводитися графітові витискувачі при введенні ОР СУЗ до активної зони.

У стрижня автоматичного регулювання (АР) через особливість конструкції з'єднувального елемента графітовий витискувач довжиною 4,5 м прикріплювався прямо до стрижня АР. При цьому при положенні АР на верхньому кінцевику у каналі залишався стовп води висотою 2,5 м. У стрижнях ручного регулювання (РР) при виведені доверху поглинаючої частини графітовий витискувач розташовувався симетрично по висоті

активної зони, відповідно внизу і вгорі залишалися стовпи води висотою по 1,25 м. Після прояву особливостей поведінки реактора при роботі на малих рівнях потужності і аварії на 1-му блоці Ленінградської АЕС в 1975 р графітові витискувачі у стрижнів АР було видалено, а збагачення палива було збільшено до 2 % [77] для зменшення водо-уранового співвідношення.

Саме такі технічні рішення і було реалізовано в проекті РБМК-1000 2-го покоління, а також у проекті РБМК-1500. Однак і за цих змін було виявлено прояв так званого «кінцевого ефекту», фізична природа якого полягає в наступному: при спрацьовуванні АЗ і початку руху ОР СУЗ донизу графітові витискувачі виштовхують воду з каналів ОР СУЗ в нижній його частині (1,25 м), тим самим до нижньої частини активної зони вводиться позитивна реактивність за рахунок того, що графіт є гіршим поглиначем нейтронів, ніж вода.

Для реакторів, що мають протяжну активну зону, а на малих рівнях потужності ще й кілька десятків слабо зв’язаних локальних критичних об’ємів, це може призводити до «сплесків» реактивності і потужності в нижній частині активної зони. Такий прояв «кінцевого ефекту» ще більш посилюється при зміщеному профілі енерговиділення до нижньої частини активної зони. Таке очевидне погіршення параметрів безпеки РБМК-1000 було проігноровано ГК не тільки на етапі затвердження такої «раціоналізаторської» пропозиції (про укорочення графітових витискувачів), але також і після його реалізації, коли було отримано тривожну інформацію з діючих блоків про введення позитивної реактивності на початковому етапі введення ОР СУЗ з верхнього положення.

Такі ж проблеми було «виявлено» і на 3-му та 4-му енергоблоках ЧАЕС у 1983 р і на Ігналінській АЕС у 1984 р. Було проведено науково-технічні наради, намічено плани щодо виключення проявів «кінцевого ефекту», але до аварії на ЧАЕС-4 у 1986 р. вони так і залишилися на

папері. У листі ГК від 02.02.84 [142], направленому в тому числі і на всі АЕС з реакторами РБМК, описано фізичну природу ефекту з позитивним вибігом реактивності, а також запропоновано технічні рішення для його виключення:

- видалити графітові витискувачі у стрижнів АР;
- обмежити число ОР СУЗ, повністю виведених з активної зони;
- ввести телескопічний подовжувач для графітового витискувача, щоб виключити стовп води в нижній частині активної зони;
- розробити технічні рішення по плівковому охолодженню каналів ОР СУЗ;
- розглянути питання щодо зменшення висоти активної зони до 6 м.

Оцінити «ефективність» такої «раціоналізаторської» пропозиції з укороченням графітового витискувача також можна на спрощеній моделі реактора. У табл. 3.7 представлено результати зміни $k_{еф}$ при введенні одного стрижня РР в область активної зони, що складається з 16 ТК. На кожні 16 ТК доводиться один стрижень РР і один стрижень АР. Розрахунки виконано для свіжого палива в холодному стані реактора при симетричному по висоті полі енерговиділення.

Таблиця 3.7

Зміна $k_{еф}$ при введенні одного ОР СУЗ з графітовим витискувачем в область активної зони, що складається з 16 ТК

Кількість ТК	Відносний об’єм води в каналі ОР СУЗ					
	0	0,2	0,4	0,6	0,8	1,0
16	1,1656	1,1635	1,1613	1,1589	1,1565	1,1540

При переміщенні донизу стрижня РР з верхнього положення введення позитивної реактивності становить +1,5 β, при наявності додаткових поглиначів в активній зоні, а також з вигорянням палива введення позитивної реактивності зменшується за абсолютною величиною на 50 % і більше. Величина введеної реактивності залежить

від профілю нейтронного поля по висоті реактора: при зміщеному вниз полі енерговиділення величина введеної позитивної реактивності збільшується. Таким чином, при переміщенні стрижня РР донизу з верхнього положення в нижній частині активної зони РБМК можуть бути створеними умови виникнення локальної надкритичності. Найбільшу небезпеку при цьому становлять стани активної зони зі зміщеним донизу полем енерговиділення на малих рівнях потужності, коли малим є взаємний вплив різних областей активної зони.

Перша велика аварія, що була пов'язаною з високою нестійкістю полів енерговиділення по об’єму активної зони РБМК-1000, сталася вже в 1975 р на 1-му блоці Ленінградської АЕС. Під час виведення у ремонт одного з турбогенераторів ТГ-1 помилково було відключено і ТГ-2, що призвело до спрацювання АЗ. Після виведення реактора на потужність спрацювала АЗ за сигналом значного перекосу нейтронного поля, зумовленого ручним регулюванням рівнів в барабан-сепараторах, тобто витратами живильної води. Такий нестійкий стан РУ супроводжувався потраплянням холодної води у обидві половини реактора. При цьому через отруєння ксеноном критичність було досягнуто не в усьому об’ємі активної зони, а тільки в деякій його частині. Внаслідок великих лінійних енергонавантажень на твели було пошкоджено 32 ТВЗ (за іншими даними близько 100 ТВЗ), а один ТК повністю зруйновано. Реактор було аварійно зупинено при виявленні запарювання реакторного простору.

За сценарієм розвитку ця аварія є «дуже» схожою на сценарій аварії на ЧАЕС-4, а більш «важких» наслідків на ЛАЕС-1 вдалося уникнути завдяки правильній конструкції стрижнів АЗ: довжина графітового витискувача дорівнює висоті активної зони – тому виключено введення позитивної реактивності. Ленінградська АЕС перебувала у підпорядкуванні МСМ, тому інформація про аварію 1975 р. залишилася «непоширеною».

Після аварії на 1-му енергоблоці Ленінградської АЕС було реалізовано наступні заходи [77]:

- впроваджено 7÷12-зонну систему локального автоматичного регулювання потужності і локального аварійного захисту, що працює від сигналів внутрішньозонних нейтронних детекторів;
- на реакторах другого покоління збільшено з 179 до 211 кількість стрижнів СУЗ шляхом їх додаткового розміщення замість ТК в периферійній частині активної зони;
- введено мінімально допустимий запас реактивності в кількості 15 стрижнів СУЗ, експлуатацію реактора з меншим запасом реактивності було заборонено;
- введено автоматичний аварійний захист реактора по сигналу підвищення тиску в реакторному просторі.

Таким чином, підбиваючи проміжні підсумки аналізу фізичних недоліків РБМК-1000, можна констатувати, що вдалося спроектувати, побудувати і експлуатувати реактор, який мав:

- позитивний ефект реактивності при зневодненні контуру багаторазової примусової циркуляції теплоносія;
- позитивний ефект реактивності при зневодненні контуру охолодження ОР СУЗ;
- позитивний ефект реактивності при запарюванні (кипінні теплоносія) паливних каналів;
- позитивний ефект реактивності при введенні ОР СУЗ з верхніх кінцевиків – «кінцевий ефект».

Уже після аварії на ЧАЕС-4 у 1986 р на трьох РБМК-1000 було проведено експериментальні вимірювання ефекту повного зневоднення активної зони в холодному стані, що склав 4 β [78].

Проте НІКІЕТ – головний конструктор РБМК – продовжував стверджувати, що основною причиною аварії на 4-му енергоблоці ЧАЕС є «людський фактор», що зумовив переведення реактора перед

випробуваннями до нерегламентного стану. При цьому все ж-таки було визнано наступне: «... Реактор виявився виведеним в нерегламентний ... стан, при якому проявилися слабкі сторони конструкції *(великий позитивний паровий коефіцієнт реактивності, недостатня ефективність аварійного захисту ...»* [77].

Для того щоб завуалювати «основну» причину аварії на ЧАЕС, пов'язану з укорочуванням графітових витискувачів на 2,5 м (по 1,25 м вгорі і внизу активної зони) у доповіді радянської делегації [1] зазначено: "*Прийнято рішення переставити на діючих АЕС з реакторами РБМК кінцеві вимикачі стрижнів регулювання так, щоб в крайньому положенні всі стрижні були зануреними до активної зони на глибину 1,2 м. Цей захід підвищує швидкісну ефективність захисту і усуває можливість підвищення розмножувальних властивостей активної зони в нижній її частині при переміщенні стрижня з верхнього кінцевіка.*"

На безпеку РБМК вплинули й інші «особливості» РБМК, що зумовили відповідний хід аварії на ЧАЕС-4:

1. При позитивному паровому коефіцієнті реактивності обов'язково повинно бути реалізованим формування сигналу АЗ при закритті стопорних клапанів ТГ, оскільки, не дивлячись на те, що при цьому тиск в КМПЦ підвищується, об'єм пари в ТК буде збільшуватися, а це означає введення позитивної реактивності.

2. Також до помилки проекту можна віднести наступне: при «знятті» причини, внаслідок якої сформувався сигнал АЗ-5, відбувається і припинення виконання захисту. Те ж саме можна сказати і про натискання кнопки-ключа АЗ-5 оператором: якщо оператор відпускає ключ АЗ-5, то рух ОР СУЗ донизу припиняється, що також мало місце під час аварії.

3. Для проведення аналізу аварії на ЧАЕС важливе значення має вплив ефекту Доплера, на який «покладалися» відповідні надії. Але якщо проводити аналогію з добре дослідженими для ВВЕР реактивністними

аваріями [2, 93], то можна зробити висновок, що в разі роботи реактора на мінімально-контрольованому рівні потужності, коли температура палива є близькою до температури теплоносія, «накиди» нейтронної потужності, наприклад при «викиді» ОР СУЗ, в кілька разів перевищують «накиди» нейтронної потужності при «викиді» ОР СУЗ у разі, якщо реактор працював на номінальній потужності. Причина цього – температура палива: для роботи ефекту Доплера необхідно забезпечити нагрів палива, а для цього потрібен час, що характеризується постійною часу твела. Для твелів ВВЕР-1000 постійна часу твела ~ 4 с, а для твелів РБМК-1000 більше 12 с [91, 159]. Тому вплив ефекту Доплера і введення негативної реактивності при зростанні потужності в активній зоні РБМК-1000 буде несуттєвим, якщо він працює на низькому рівні потужності (на початок аварії потужність становила 200 МВт – 7 % $N_{ном}$). Тим більше, роллю ефекту Доплера можна «знехтувати», якщо «практично миттєве» введення позитивної реактивності становить більше одної частки запізнілих нейтронів β.

На підставі вищевикладених даних про нейтронно-фізичні параметри РБМК можна стверджувати, що в сформованих на момент аварії на ЧАЕС-4 26 квітня 1986 р технологічних умовах практично не має значення, що стало першопричиною введення позитивної реактивності до нижньої частині активної зони реактора. Найбільш імовірно, що зростання потужності почалося в результаті зростання вмісту пари в ТК при падінні витрати теплоносія після початку вибігу ТГ. Натискання ключа АЗ-5 тільки «прискорило» процес введення позитивної реактивності. Інша послідовність цих процесів призвело б до аналогічної аварії.

До недоліків проекту РБМК також необхідно віднести кількість і розташування іонізаційних камер АКНП. Так наприклад, реалізація в АКНП ВВЕР-1000 більш детального контролю висотного розподілу нейтронного потоку дозволяє контролювати навіть двогорбий по висоті

активної зони розподіл нейтронного потоку, що є характерним при високих величинах вигоряння палива. Наскільки це є важливим можна пересвідчитися на прикладі аварії на ЧАЕС-4, коли відсутність висотного контролю за полем енерговиділення на малих рівнях потужності (в вимірювальному каналі АКНП РБМК-1000 працювала лише одна камера по висоті активної зони у 7 м!) позбавила змоги своєчасно не тільки сформувати сигнали захисту по потужності та швидкості її збільшення, а й навіть зафіксувати їх. Більш того, різний характер зміни потужності у верхній і у нижній частинах активної зони РБМК-1000 на ЧАЕС-4 залишив перехідні процеси без «уваги», при цьому інтегральний сигнал іонізаційних камер протягом «декількох» секунд вже небезпечного аварійного процесу «нічого» небезпечного не фіксував.

Підсумовуючи розгляд параметрів ядерної безпеки уран-графітових реакторів можна зробити висновок, що перехід від реакторів військового призначення ПУГР до енергетичних РБМК було проведено з істотним погіршенням ряду параметрів ядерної безпеки, серед яких найбільш важливими є:

- позитивний ефект реактивності по зневодненню (запарюванню) ТК;
- позитивний ефект реактивності по зневодненню каналів охолодження ОР СУЗ;
- значне збільшення кількості зон можливої надкритичності в активній зоні.

На даний час на РБМК-1000, незважаючи на ряд заходів, спрямованих на «виключення» позитивних ефектів реактивності, позитивні ефекти по «пару» і по зневодненню каналів ОР СУЗ все ще спостерігаються в практиці експлуатації [205].

3.7 Висновки по Розділу 3.

Представлено розроблену автором розрахункову модель РУ з ВВЕР-1000 на основі точкової нейтронної кінетики з урахуванням

зворотних зв'язків по ефектах реактивності, а також зміни основних параметрів моделі в залежності від температур і тиску, що досягаються в паливі та теплоносії в ході перехідного процесу в РУ. Експлуатаційні дані режиму ППЗ та їх порівняння з результатами моделювання, отриманими при застосуванні розробленої моделі, та з результатами моделювання, отриманими із використанням інших моделей і кодів, показали, що для режиму ППЗ за такими інтегральними показниками, як потужність реактора, реактивність і період реактора розроблена в даній дисертаційній роботі модель дозволяє отримати найкращий збіг. Застосування розробленої моделі разом з кодом RELAP5 на основі ітераційної процедури розрахунку нейтронної потужності та підігріву теплоносія на активній зоні в коді BOGOR, а зміну теплогідравличних параметрів РУ в залежності від складу обладнання, задіяного у роботі РУ розраховуючи в коді RELAP5, дозволило провести аналіз безпеки режимів роботи РУ с відключенням ЖТН на різних рівнях потужності. Проведений аналіз показав, що існують дефіцити безпеки режимів роботі РУ з відключенням ЖТН у другій половині паливної кампанії. Розроблену модель було застосовано і для аналізу зміни параметрів безпеки уран-графітових реакторів у їхньому еволюційному розвитку від реактора Ф-1 до РБМК-1000. Порівняльний аналіз результатів розрахунку важливих для ядерної безпеки ефектів реактивності показав їх гарну узгодженість з результатами експлуатаційних вимірів, а також дозволив виявити основні дефіцити безпеки РБМК-1000.

Результати досліджень, наведених у розділі 3, опубліковано в роботах [29-31, 35-37, 41-43, 214-217].

РОЗДІЛ 4
РОЗРАХУНКОВО-ЕКСПЕРИМЕНТАЛЬНЕ ВИЗНАЧЕННЯ ПІДКРИТИЧНОСТІ ЯДЕРНИХ УСТАНОВОК

У розділі 4 представлено результати:

- задачі № 6, в рамках виконання якої проведено дослідження і виконано розробку алгоритмів та програмного забезпечення для визначення параметрів безпеки, у тому числі і ТКР у СВРШД ВВЕР-1000;
- задачі № 7, в рамках виконання якої проведено визначення найбільш консервативних умов при проведені аналізу ядерної безпеки систем зберігання ВЯП.

4.1. Застосування реактиметрів для визначення нейтронно-фізичних характеристик активної зони

У даному розділі представлено результати експериментальних досліджень НФХ активної зони реактора енергоблоку № 1 Хмельницької АЕС на початку 16-ої і 17-ої паливних завантажень. Виконано порівняльний аналіз експериментальних значень НФХ з розрахунковими значеннями з альбомів НФХ відповідних паливних завантажень.

Для проведення регламентних експериментальних досліджень НФХ активної зони відповідно до вимог [146], а також Технологічного регламенту безпечної експлуатації [182] і "Номенклатури і порядку узгодження розрахунків для вибору паливних завантажень ..." для експериментального визначення основних НФХ активної зони ВВЕР після перевантаження палива застосовуються широкодіапазонні обчислювачі реактивності [21, 26], а також інше обладнання [285, 286].

Відповідно до правил і вимог до переліку та обсягу робіт, що виконуються на початку нової паливної кампанії після виходу реактора на МКР потужності, проводяться фізичні експерименти. В ході фізичних

експериментів визначаються значення НФХ активної зони для нової паливної кампанії, що є важливими для безпечної експлуатації РУ:

- температурний коефіцієнт реактивності (на МКР і на енергетичному рівні потужності);
- барометричний коефіцієнт реактивності (на МКР і на енергетичному рівні потужності);
- потужністний коефіцієнт реактивності (на енергетичному рівні потужності);
- диференціальні і інтегральні ефективності груп ОР СУЗ на МКР та робочої групи ОР СУЗ на енергетичному рівні потужності [139];
- ефективність АЗ (в тому числі і в разі неспрацьовування найбільш ефективного ОР СУЗ);
- коефіцієнт реактивності по концентрації борної кислоти в теплоносії (на МКР і на енергетичному рівні потужності).

На Хмельницькій АЕС у 2000-2004 рр. для виконання вимірювань застосовувалися як штатні засоби вимірювань СВРК, так і спеціалізовані засоби вимірювань – реактиметри. На Хмельницькій АЕС застосовувалися наступні реактиметри:

- аналоговий вимірювач потужності і реактивності – АИМР-8-2М [21];
- лабораторний зразок цифрового обчислювача потужності і реактивності – ЦВМР-1 [26].

Аналоговий і цифровий реактиметри розроблені за безпосередньої участі автора дисертації. Реактиметр АИМР-8-2М використовувався, разом з іншими приладами, для проведення фізичних вимірювань під час фізичного пуску нових енергоблоків, а також під час фізичних вимірювань після перевантаження палива на Рівненській, Запорізькій і Хмельницькій АЕС.

Методи і алгоритми, реалізовані в ЦВМР-1, представлено в Розд.1.

Застосування ЦВМР-1 засвідчило ряд переваг:

1. Технічні характеристики ЦВМР-1 є вищими, ніж у аналогового реактиметра АИМР-8-2М, за рахунок застосування сучасної елементної бази і засобів цифрової обчислювальної техніки.

2. Застосування ЦВРМ-1 дозволяє підвищити якість і оптимізувати строки проведення фізичних вимірів, що, в підсумку, позитивно впливає на безпеку та ефективність проведення етапу виходу реактора на потужність після планово-попереджувального ремонту.

4.1.1. Методика обробки даних

Вимірювання інтегральної характеристики 10-ї групи ОР СУЗ на МКР потужності проводилося в процесі вилучення 10-ї групи з активної зони від $H_н$ до $H_к$ (висота в % від низу активної зони, см. табл. 4.1). Значення інтегральної ефективності 10-ї групи при положенні $H_н$ від низу активної зони та ефект реактивності, що вводиться в активну зону при зануренні 10-ї групи від кінцевиків верхніх (КВ) до $H_к$, отримано з інтегральної характеристики робочої групи. Інтегральну ефективність відновлено за обчисленими експериментальним значенням диференціальної ефективності групи на інтервалі переміщення від $H_н$ до $H_к$ за умови її рівності нулю на кінцевику нижньому (КН) та за умови рівності нулю потоку нейтронів у верхньому відбивачі на відстані від верху активної зони, що дорівнює розрахунковій подвійній довжині лінійної екстраполяції.

Таблиця 4.1

Початкові умови проведення експериментів

№ паливної кампанії	$H_н$,%	$H_к$, %	Фонові токи іонізаційних камер		
			№ 4	№ 14	№ 25
16	19 %	86,5%	$2{,}2 \cdot 10^{-11}$А	$9 \cdot 10^{-12}$А	$7 \cdot 10^{-11}$А
17	27 %	83 %	$1{,}69 \cdot 10^{-10}$А	$9 \cdot 10^{-11}$А	$1{,}5 \cdot 10^{-10}$А

При скиданні АЗ імітувалося застрягання в крайньому верхньому положенні одного ОР 9-ї групи ОР СУЗ з координатами 11-38,

розташованого поблизу ІК № 14 (рис. 4.3). Докидання ОР 11-38 було здійснено: для 16-го паливного завантаження на 6 с; для 17-го паливного завантаження на 25 с після спрацювання АЗ. Час падіння АЗ склав 2,6 - 2,8 с. (рис.4.1, 4.2).

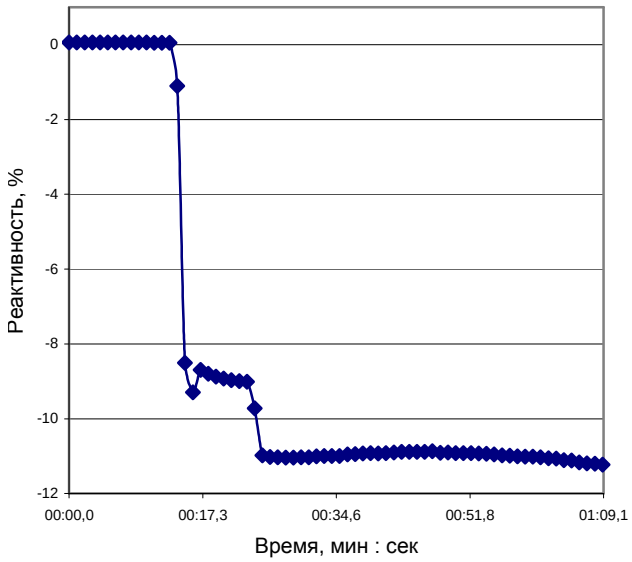


Рис. 4.1. Зміна реактивності при скиданні АЗ для 16-го паливного завантаження.

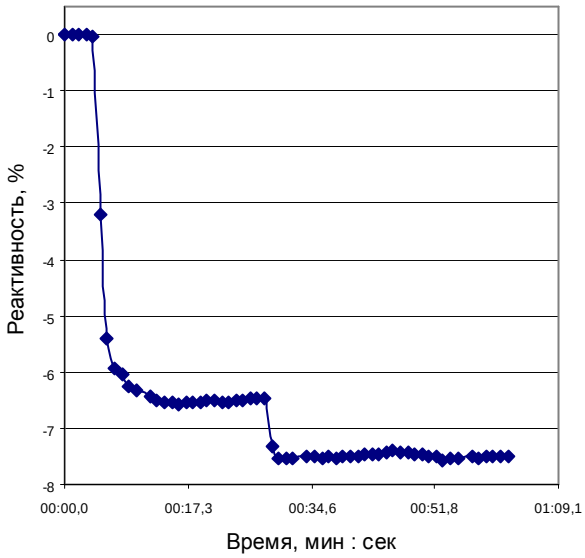


Рис. 4.2 Зміна реактивності при скиданні АЗ для 16-го паливного завантаження..

4.1.2. Вимірювальна апаратура і методика проведення експерименту

Перед проведенням експериментів з метою отримання величин dρ/dT визначаються мінімально ($I_{ік\ мін}$) і максимально допустимі ($I_{ік\ max}$) значення вхідного струму реактиметра. Мінімальний допустимий струм має бути не менше ніж на порядок більшим від величини фонового струму. Фоновий струм іонізаційних камер ($I_{ік\ фон}$) визначається за показниками реактиметра безпосередньо перед виведенням реактора до критичного стану ($N_{АКНП} = 10^{-6} \div 10^{-5}\ N_{ном}$ і $T_{аз} = 270 \div 285\ ^{o}C$).

Максимально допустимий струм визначається з метою забезпечення умов «нульової» потужності реактора при проведенні вимірювань на МКР. Ця величина є таким струмом, при якому можна знехтувати розігрівом теплоносія першого контуру теплом, виділеним в активній

зоні. За величиною максимально допустимий вхідний струм реактиметра повинен бути не менше ніж на порядок меншим від величини струму, при якому введена в активну зону переміщенням регулюючої групи ОР СУЗ вгору позитивна реактивність ($\rho = 0{,}04 \pm 0{,}05\ \beta_{еф}$) починає зменшуватися внаслідок дії негативною зворотного зв'язку по потужності (починається розігрів теплоносія в активній зоні). Вхідний струм реактиметра безпосередньо перед скиданням АЗ має перевищувати фоновий струм ІК на 3 - 4 порядки.

Схему розташування каналів іонізаційних камер АКНП, резервних каналів і ОР СУЗ щодо осей реактора наведено на рис. 4.3.

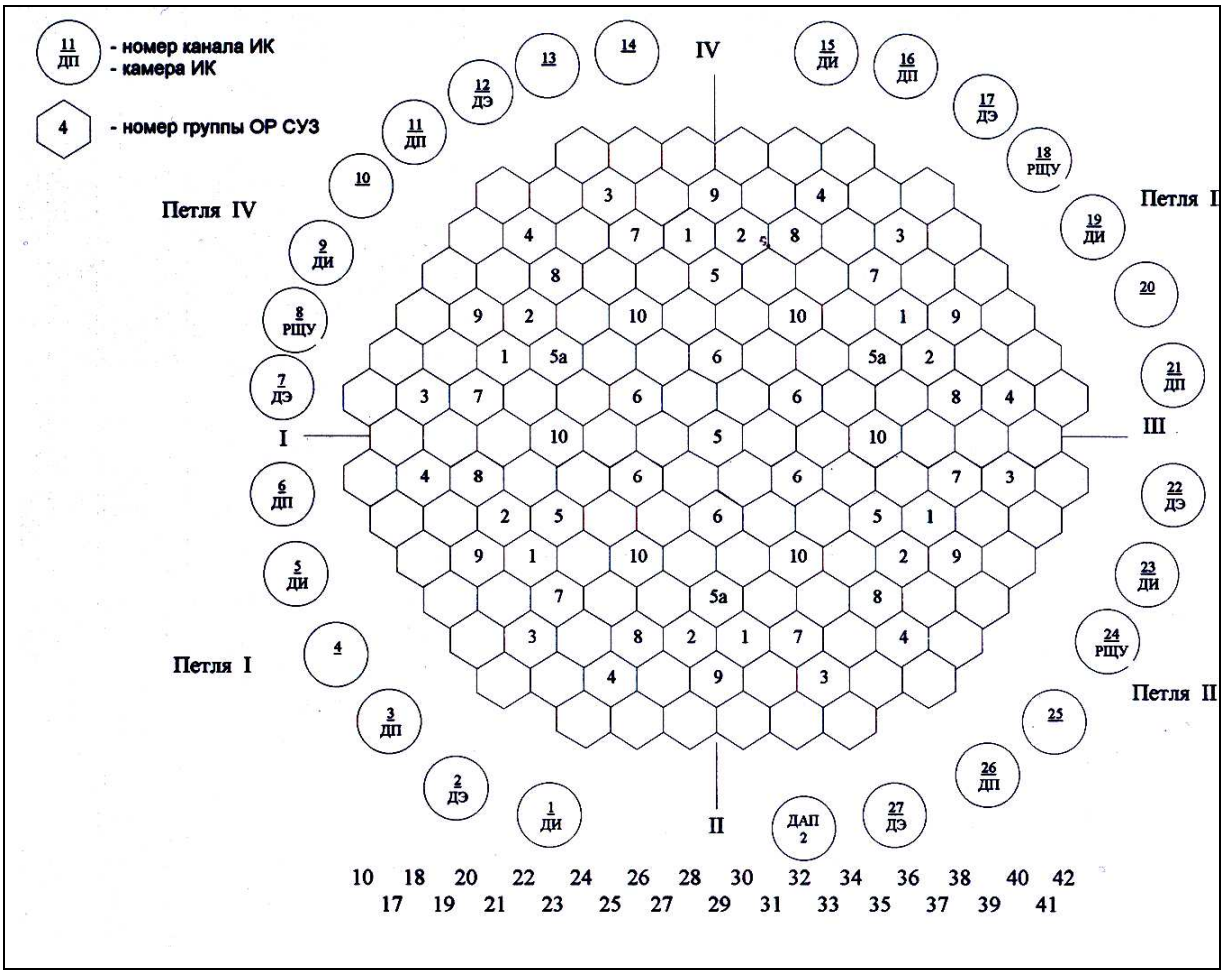


Рис.4.3. Схема розташування каналів ІК і ОР СУЗ.

На рис. 4.3 представлено схему розташування ОР СУЗ та їх розподіл за групами. У резервних каналах № 4, 14 і 25 встановлено експериментальні ІК (типу КНК-4), сигнали від яких зазвичай подаються на входи реактиметрів. ІК резервних каналів розташовані по висоті на

рівні центру активної зони. Під час проведення експериментів на стрічці самописця і в журналі контролюючого фізика періодично фіксувалися:

- поточний час;
- положення ОР СУЗ по точній індикації на БЩУ;
- концентрація борної кислоти в контурі реактора за даними лабораторного хімічного аналізу, а також за даними нейтронного аналізатора розчину бору (НАР-Б) (показники дисплея СВРК і стрілочного приладу на БЩУ);
- температура теплоносія на вході в реактор, підігрів теплоносія по активній зоні в реакторі, тиск над активною зоною і теплова потужність РУ за показниками дисплея СВРК;
- потужність реактора за показниками АКНП.

У табл.4.2-4.6 наведено експериментальні і розрахункові значення деяких нейтронно-фізичних характеристик активної зони для 16-ої і 17-ої паливних завантажень.

Таблиця 4.2

Параметри критичного стану активної зони

($T_{эф} = 0_{еф.діб,}$ МКР, отруєння ^{135}Xe відсутнє)

№ паливної кампанії	$H_{гр}$, %	$T_{аз}$, ^{o}C	Р, кгс/см^2	$C_{н_3во_3}$, г/кг		Примітка
				Експер	Розр.	
16	23	278,0	161	9,00	8,80	Розрахунок $C_{н_3во_3}$, для H_X = 30 % $T_{аз}$ = 279 ^{o}C
17	27	279,1	161	9,77	9,57	Розрахунок $C_{н_3во_3}$, для H_X = 30 % $T_{аз}$ = 279 ^{o}C

Таблиця 4.3

Температурний коефіцієнт реактивності

($T_{еф}$ = $0_{еф.діб,}$ МКР, отруєння ^{135}Хе відсутнє, $\beta_{еф.}$ = 0,0064)

№ паливної кампанії	$H_{гр}$, %	$T_{аз}$, °С	Р, кгс/см^2	dρ/dT, 10^{-3} %/°С	
				Експеримент	Розрахунок $T_{аз}$ = 279 °С, Р = 160 кгс/см^2, H_X = 30 %
16	23	276 - 278	159 - 161	-10,37	-8,47
	72	275 - 278	159 - 161	-8,54	-5,56
17	27	276 - 280	159 - 161	-11,0	-8,07
	80	273 - 280	159 - 161	-6,5	-4,93

Таблиця 4.4.

Інтегральна і диференціальна характеристики Х групи ОР СУЗ
(паливна кампанія № 16)

$T_{еф}$ = $0_{еф.діб,}$ МКР, отруєння ^{135}Хе відсутнє, $T_{аз}$ = 278,3 - 279,0 °С,
P_1=159,5 кгс/см^2, $Сн_{зво_з}$ =8,80 – 9,3 г/кг, 1 - 9 групи на КВ, $\beta_{еф}$ =0,0064

Інтегральна ефективність, %				Диференціальна ефективність, 10^{-3} %/см			
H_{10}, %	Розрах.	H_{10}, %	Експер.	H_{10}, %	Розрах	H_{10}, %	Експер
0,0	0	29,2	0,05	0,0	0,0005	23,6	0,0054
10,0	0,01	36,1	0,11	10,0	0,0008	32,1	0,0075
20,0	0,02	46,4	0,20	20,0	0,0022	40,6	0,0095
30,0	0,05	56,7	0,30	30,0	0,0043	50,7	0,0101
40,0	0,11	67,6	0,41	40,0	0,0067	61,1	0,0097
50,0	0,19	70,8	0,45	50,0	0,0091	68,0	0,0126
60,0	0,29	71,9	0,46	60,0	0,0112	70,1	0,0130
70,0	0,41	75,9	0,52	70,0	0,0125	72,7	0,0148
80,0	0,53	78,8	0,56	80,0	0,0129	76,0	0,0148
90,0	0,67	80,2	0,58	90,0	0,0120	78,2	0,0140
100,0	0,77	86,5	0,65	100,0	0,0093	81,9	0,0110

Таблиця 4.5

Інтегральна і диференціальна характеристики X групи ОР СУЗ
(паливна кампанія № 17)

$T_{еф} = 0_{еф.діб,}$ МКР, отруєння ^{135}Xe відсутнє, $T_{аз}$ = 274 - 280 ^0C,

P_1 = 159,5 кгс/см^2, $Сн_зво_з$ = 9,77 – 10,3 г/кг, 1 - 9 групи на КВ, $\beta_{еф}$ = 0,0064

Інтегральна ефективність, %					Диференціальна ефективність, 10^{-3} %/см				
H_{10}, %	Розрах.	H_{10}, %	Експеримент		H_{10}, %	Розрах.	H_{10}, %	Експеримент	
			АИМР	ЦВМР				АИМР	ЦВМР
0,0	0				0	0			
10,0	0,01				10,0	0,07			
20,0	0,02				20,0	0,28			
30,0	0,04	27	0,037	0,037	30,0	0,65			
40,0	0,08				40,0	1,24	36,5	2,44	2,31
50,0	0,15	46	0,164	0,193	50,0	1,91	51,5	2,70	3,17
60,0	0,24	57	0,269	0,316	60,0	2,44	63,5	1,96	2,26
70,0	0,34	70	0,359	0,420	70,0	2,82	76,5	1,46	1,56
80,0	0,45	83	0,426	0,492	80,0	3,23			
90,0	0,58				90,0	3,62			
100,0	0,66				100,0	2,33			

Таблиця 4.6

Параметри РУ перед скиданням АЗ і результати вимірювань
ефективності АЗ ($T_{еф} = 0_{еф.діб,}$ МКР, отруєння ^{135}Xe відсутнє, $\beta_{еф}$ = 0,0064)

№ паливної кампанії	$T_{аз}$, ^0C	P_1, кгс/см^2	$N_т$ МВт	$Сн_зво_з$, г/кг	H_X, %	Ефективність (реактивність) АЗ і докидання застрявшого ОР СУЗ, %	
16	279	159	60	9,30	86,5	-6,74 = -6,0 ± 0,74	Експ. ИК №4
	279	160	0	9,15	80	-7,09 = -6,50 ±0,50	Розрах
17	279	159	60	9,375	94	-7,76=-6,68±1,08	Експ.ИК №25
	279	160	0	9,88	80	-7,44=-6,88±0,56	Розрах

4.2. Експериментальне визначення підкритичності ядерного реактора

У підрозділі розглянуто питання визначення підкритичності ядерного реактора. Підкреслено, що, незважаючи на вимоги нормативних документів щодо визначення підкритичності ВВЕР з початку їх експлуатації до теперішнього часу таке завдання повністю не вирішено. Представлені результати визначення ступеня підкритичності дослідницького реактора ВВР-М методом Россі-α, а також розглянуто можливість визначення методом Россі-α підкритичності реактору ВВЕР. Розглянуто можливість визначення підкритичності методом Россі-α з частотою опитування детектора нейтронів ~ 10 000 Гц, що менше ніж зазвичай рекомендоване значення частоти для методу Россі-α у 1000 000 Гц. Досліджено можливі причини похибок визначення підкритичності реактора.

Відповідно до НТД [147], введеного в дію в Україні в 2008 р, на водо-водяних реакторах повинен бути реалізованим контроль підкритичності активної зони ядерного реактора. Проектування і експлуатація АЕС України з ВВЕР до 2008 р проводилась відповідно до вимог нормативного документу [146], в яких також вимагалося, щоб в технічному проекті ВВЕР були передбаченими технічні засоби і методики контролю підкритичності активної зони.

Додатково при підготовці до пуску блоків ХАЕС-2 і РАЕС-4 в 2004 р було розроблено програму [148], в якій одним із заходів щодо підвищення безпеки нових енергоблоків була наступна вимога: "Забезпечити енергоблок технічними засобами контролю підкритичності активної зони реактора". Ще раніше в доповіді МАГАТЕ [179] було рекомендовано визнати як першочергове завдання забезпечення енергоблоків ВВЕР технічними засобами контролю підкритичності активної зони реактора.

Таким чином, від початку експлуатації енергоблоків з ВВЕР і до теперішнього часу не реалізовано одну з вимог нормативних документів щодо визначення підкритичності активної зони ядерного реактора. Необхідно також відзначити, що, незважаючи на велику кількість робіт по визначенню підкритичності дослідницьких реакторів і критичних збірок, і сьогодні відсутні апробовані науково-технічні рішення щодо визначення підкритичності активної зони енергетичного реактора.

У сьогоденній практиці контроль підкритичногсті ВВЕР здійснюється непрямими методами на основі вимірювання величини нейтронного потоку і концентрації борної кислоти в теплоносії 1-го контуру реактора [103]. При розрахунку НФХ активної зони ядерного реактора наступного паливного завантаження можна визначити концентрацію борної кислоти, що забезпечує необхідні рівні підкритичності для різних режимів зупинення реактора. Однак такий розрахунковий метод не може визначити реальну підкритичність активної зони ядерного реактора при можливих непроектних конфігураціях ОР СУЗ, а також внаслідок зміни температури теплоносія, за якої може статися «захолодження» зупиненого реактора і можливим є неконтрольований вихід ядерного реактора у стан так званої «повторної» критичності [143].

Для визначення підкритичності реакторів РБМК, і зокрема, басейнів витримки (БВ) застосовуються більш сучасні методи і засоби [85, 89]. Так, наприклад, в роботі [89] представлено результати визначення підкритичності БВ РБМК на основі вимірювання постійної спаду миттєвих нейтронів з використанням імпульсного нейтронного генератора (ІНГ). Однак, незважаючи на високу чутливість і перешкодозахищеність даного методу, у нього є і суттєві недоліки, пов'язані з високою трудомісткістю проведення вимірювань і високою вартістю ІНГ.

Найбільш широкий огляд робіт по визначенню підкритичності ядерного реактора представлено в роботах [79, 189]. Вирішення задачі визначення підкритичності ядерного реактора може бути реалізованим на основі застосування традиційних методів визначення підкритичності реактора, заснованих на макроскопічних [79] і/або мікроскопічних [189] закономірностях поведінки нейтронів у підкритичному реакторі.

Модель динамічної поведінки нейтронів у підкритичному реакторі заснована на відомому законі зворотного множення потужності зовнішнього джерела нейтронів S в реакторі, відповідно до якого нейтронний потік у підкритичному реакторі є пропорційним S і обернено пропорційним ступеню підкритичності реактора.

До мікроскопічних або статистичних моделей поведінки нейтронів в підкритичному реакторі відносяться: метод Россі-α; метод Фейнмана; метод нульової ймовірності; метод розподілу інтервалів; метод імпульсного джерела нейтронів та ін. [79, 151].

На практиці застосування зазначених статистичних методів вимагає високоточних характеристик реєструючого обладнання з частотою реєстрації ~ 1000 000 (роздільна здатність по часу ~ 1 мкс) [79]. В умовах енергетичного реактора в високих полях електромагнітного випромінювання від працюючого обладнання важко домогтися високої захищеності вимірювальних каналів для забезпечення таких вимог. Тому було досліджено можливість застосування на ВВЕР деяких статистичних методів для «найгіршої» роздільної здатності за часом ~ 10÷100 мкс.

4.2.1. Статистичні методи визначення підкритичності

Метод Россі-α [227, 261] був першим експериментальним методом, застосовуваним для статистичних досліджень реакторних систем. Метод розроблено Россі, на основі припущення, що акти поділу в реакторі є невипадковими процесами за рахунок часової кореляції між нейтронами

одного ланцюжка поділу, що мають загального попередника – так званого «пускового» нейтрона. Суть методу Россі-α полягає у вимірюванні умовної ймовірності $p(t)$ реєстрації нейтрона в інтервалі часу Δ через час t після реєстрації «пускового» нейтрона в момент часу t_o.

Незважаючи на те, що метод Россі-α спочатку було розроблено для реакторів на швидких нейтронах, модифікації цього методу дозволяють також використовувати його для реакторних систем на теплових і проміжних нейтронах, в яких має місце перекриття ланцюжків поділу і середній час життя ланцюжків є більшим у порівнянні з реакторами на швидких нейтронах.

Приймемо, що кількість миттєвих нейтронів n_p у підкритичному реакторі визначається відповідно до [79] :

$$n_p = \frac{S \cdot \ell}{1 - k_p} = \frac{S}{\alpha} \qquad (4.1)$$

де S – потужність джерела нейтронів;

$k_p=k(1-\beta);$

k – коефіцієнт розмноження нейтронів;

β – ефективна частка нейтронів, що запізнюються;

ℓ – час життя миттєвих нейтронів.

Тоді, відповідно:

$$\alpha = \frac{1 - k_p}{\ell} = \frac{\beta - \rho}{\Lambda} \quad , \qquad (4.2)$$

де $\Lambda = \frac{\ell}{k}$ – час генерації нейтронів.

В цьому випадку константа Россі-α, що визначається з (4.2) є константою спаду миттєвих нейтронів і відноситься до важливих параметрів, що характеризують динамічні властивості підкритичних систем, а також критичних реакторів з нульовою потужністю. Вираз для α також можна отримати з рівнянь кінетики точкового реактора (2.1) [79].

Для опису тривалого знаходження реактора в підкритичному стані можна знехтувати внеском нейтронів, що запізнюються, та зовнішнім джерелом нейтронів S. В цьому випадку з (2.1) отримуємо:

$$\alpha \equiv -\frac{1}{n}\frac{dn}{dt} = \frac{\beta - \rho}{\Lambda} \qquad (4.3)$$

У підкритичному реакторі число миттєвих нейтронів, а, відповідно, і загальне число нейтронних ланцюжків є обернено пропорційним α для заданої потужності нейтронного джерела *S*. Тому в підкритичному реакторі з малопотужним нейтронним джерелом *S* більшість нейтронів мають вважатися членами одного нейтронного ланцюжка, що почався з вильоту одного миттєвого нейтрона джерела *S*. Детальний опис методу Россі-α представлено в роботах [79, 189].

Незважаючи на деякі апаратурні складності застосування методу Россі-α для систем на теплових нейтронах, виявилося, що таки можна отримати коректну величину α при визначенні параметрів експоненціальної ділянки залежності *p(t)* [219, 239].

Для проведення вимірювань на енергетичному ядерному реакторі необхідними стають спеціальні електронні перетворювачі для узгодження сигналу нейтронного детектора з апаратурою. На ВВЕР в системах нейтронного контролю застосовуються ІК типу КНК-4, КНК-56, КНК-15, лічильники нейтронів СНМ-18, а також родієві детектори прямого заряду. У АКНП-ІФ виробництва Сєвєродонецького науково-виробничого об'єднання «Імпульс», застосовуються ІК «FOTONIS» (Франція).

Для проведення вимірювань на ВВР-М було спеціально розроблено імпульсний вимірювальний канал з детектором нейтронів СНМ-18, що забезпечував збільшення динамічного діапазону роботи детектора на три декади. Вибір СНМ-18 як детектора нейтронів імпульсного вимірювального каналу пояснюється тим, що детектори СНМ-18 вже тривалий час застосовуються в системах контролю перевантаження

(СКП) реактора як з АКНП «старого» покоління – АКНП-07, так і нового покоління АКНП-І, АКНП-ІФ. Тому результати досліджень на дослідницькому реакторі можуть бути адаптованими і для енергетичного реактора.

Функціональну схему імпульсного каналу представлено на рис. 4.4. Імпульси від лічильника через лінію зв'язку надходять на вхідний імпульсний підсилювач, перша секція якого працює за принципом зарядового підсилювача, друга – диференціюючого підсилювача. Використання на вході каналу зарядового підсилювача забезпечує компенсацію величини ємності кабелю, що з'єднує детектор з підсилювачем, і дозволяє виносити вхідний підсилювач за межі зони опромінення. Таке розташування підсилювача полегшує обслуговування і підвищує його надійність. Імпульси вхідного підсилювача, продиференційовані та підсилені, через лінію зв'язку подаються на АЦП і далі в ЕОМ для запису і обробки

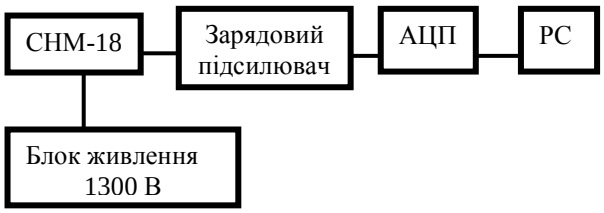


Рис. 4.4. Функціональна схема імпульсного каналу

Вибір порога дискримінації програмним чином дозволяє відсікти імпульсну складову γ-фону, шуми та імпульсні перешкоди, амплітуда яких є меншою від величини порогу дискримінації. Для зручності вибору рівня дискримінації на екран виводиться також сформований у часі вхідний сигнал. Блок живлення виконано у вигляді окремого блоку. У фільтрах блока живлення використано Г-подібні індуктивно-ємнісні фільтри високої і низької частоти, що виключають взаємний вплив каналів через блок живлення.

4.2.2. Методика визначення підкритичності статистичними методами

Для обробки вхідних експериментальних даних було розроблено спеціальне програмне забезпечення для визначення параметрів часового розподілу імпульсів нейтронів з СНМ-18. Вхідними даними при цьому є значення кількості імпульсів N з СНМ-18 в залежності від величини часового вікна Δt після моменту вильоту «пускового» нейтрона $N=f(\Delta t)$. Для отримання таких вхідних даних застосовувався наступний алгоритм:

1. Визначення середнього часу між нейтронними відліками детектора.

2. Ініціювання процедури визначення моменту пускового нейтрона: якщо час детектування нейтрона щодо попереднього нейтрона є більшим на 50 ÷ 300 % (за вибором) від середнього часу між актами детектування, то він вважається «пусковим».

3. Визначення протягом заданого «часу спостереження» діє таким чином: визначаються всі проміжки часу між усіма подальшими нейтронами після пускового нейтрона, після чого така ж процедура виконується для другого пускового нейтрона, і т.п. У результаті отримуємо масив величин часових проміжків між моментами детектуванням нейтронів (Рис.4.7).

4. Побудова залежності розподілу кількості відліків від часу, яка теоретично повинна мати наступний вигляд: $N(t) = a + be^{-\alpha t}$, де N – кількість відліків; t – час; α – постійна спаду нейтронів; a, b – константи [79, 189].

5. Знаходження оптимального значення α використовуючи процедуру методу найменших квадратів (МНК).

6. Визначення підкритичності за формулою

$$k = \frac{1-\alpha\ell}{1-\beta} \qquad (4.4)$$

Під час проведення експериментальних вимірювань різного ступеня підкритичності ВВР-М було проведено записи на цифровий

носій інтенсивності нейтронних відліків СНМ-18 з частотами опитування 10 кГц, і 100 кГц. Зареєстровані дані було оброблено за методом Россі-α. При цьому детектор СНМ-18 було розташовано в каналі 18-61 (Рис. 4.5), положення по висоті обиралося по максимальному числу відліків в стані ВВР-М з найбільшою підкритичністю, коли всі стрижні регулювання і захисту знаходяться у стані повного введення до активної зони. Виміри проводилися для чотирьох різних за підкритичністю станів реактора ВВР-М (табл.4.7).

У стані П4 було досягнуто критичний стан ядерного реактора, для якого було визначено величину $\beta/\ell \approx 133$ с$^{-1}$, що є важливим динамічним показником ядерного реактора.

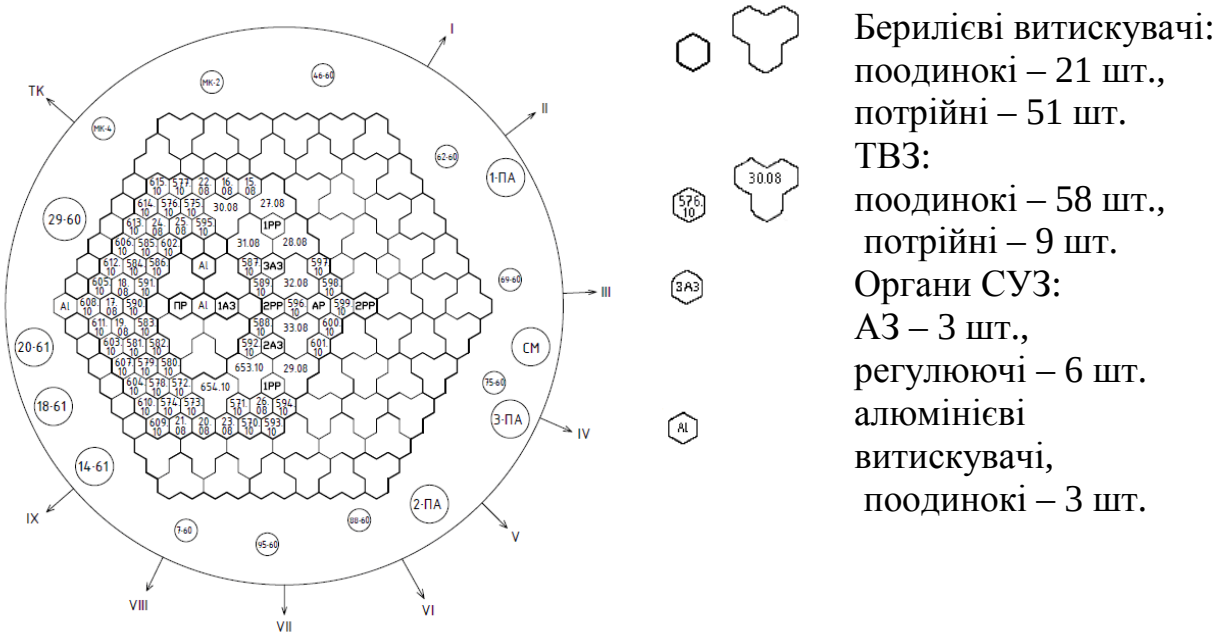


Рис.4.5. Картограма завантаження активної зони ВВР-М

Враховуючи, що для уранового палива $\beta = 0{,}0064$, відповідно $\ell = 4{,}8 \cdot 10^{-5}$ с, яке і було використано для розрахунку ступеня підкритичності ядерного реактора відповідно до (4.4).

Необхідно враховувати, що на результати вимірювань впливає інтерференція стрижнів регулювання при різному їх положенні в активній зоні при вимірюванні реактивності як з використанням реактиметра, так і при вимірах статистичними методами.

Таблиця 4.7

Визначення підкритичності ВВР-М у підкритичних станах ВВР-М

Стан	Опис стану	Підкритичність, у долях β		Середня швидкість лічення СНМ-18, імп./с
		Розрахункова	АИМР-8-2М	
П1	Всі стрижні регулювання і стрижні АЗ внизу	28,8±10%	25,88±15%	365
П2	Стрижні 1АЗ, 2АЗ і 3АЗ зверху	16,2±10%	16,03±15%	610
П3	Стрижні 1АЗ, 2АЗ, 3АЗ, АР (50%), 1РР зверху	9,1±10%	8,88±10%	2809
П4	Стрижні 1АЗ, 2АЗ, 3АЗ, АР (50%), 1РР і 2РР (35 см) зверху	6,4±10%	6,10±10%	8179

Додатковими факторами, що впливають на точність визначення α, можуть бути наступні:

- врахування зміни часу життя миттєвих нейтронів для різних по підкритичності станів реактора;

- необхідність, відповідно до [223], урахування впливу відбивача, якщо сам нейтронний детектор розташована у відбивачі;

- застосування, відповідно до [232], виправданого способу підрахунку часових інтервалів між реєстраціями нейтронів одного ланцюжка. У даній роботі використовувався підрахунок всіх інтервалів між усіма нейтронами, зареєстрованими на обраному інтервалі часу вимірювання. Можливі також і інші способи, наприклад, підрахунок часових інтервалів тільки між пусковим нейтроном і подальшими нейтронами, або попарно між наступними нейтронами і т.д.

Необхідно також підкреслити, що статистичні методи розвивалися, в основному, для реакторів нульової потужності, а для енергетичних реакторів необхідно апробувати деякі їх модифікації.

На підставі вищенаведеного можна стверджувати, що і представлений алгоритм визначення підкритичності ядерного реактора методом Россі-α може бути адаптовано для визначення підкритичності енергетичного реактора типу ВВЕР. Для цього необхідно забезпечити роботу вимірювальних каналів в імпульсному режимі з інтенсивністю імпульсів близько 100 Гц.

Однак, для глибоко підкритичних станів, з високою концентрацією борної кислоти в теплоносії 1-го контуру (більше стоянкової – 16 г/кг), інтенсивність імпульсів ІК в штатних вимірювальних каналах АКНП становить близько 10-50 Гц. Тому для вирішення завдання визначення глибоко підкритичних станів активної зони енергетичного реактора необхідні інші підходи, наприклад: застосування більш високочутливих ІК; розташування вимірювального каналу в каналах вигородки активної зони тощо.

У результаті проведених досліджень показано, що застосування статистичних методів для визначення підкритичності активної зони ядерного реактора є можливим з використанням вимірювальної апаратури з роздільною здатністю ~ 100 мкс, що може бути реалізовано в умовах енергетичного ядерного реактора. Більш детальний аналіз результатів наведено у [38].

4.3. Застосування методів аналізу шумів в системах діагностики ВВЕР

У підрозділі представлено інформацію про деякі результати досліджень, отриманих з використанням систем діагностики, побудованих на методах аналізу шумів. Представлена загальна інформація про впровадження систем шумової діагностики, починаючи з перших ВВЕР і до теперішнього часу. Розглянуто фізичні особливості визначення параметрів вібростану внутрішньокорпусних пристроїв і тепловиділяючих збірок, а також інших параметрів, важливих для безпечної експлуатації ВВЕР. Також представлено спектри шумової

складової сигналів нейтронних детекторів, розташованих як в активній зоні, так і поза корпусом реактора. Основну увагу приділено можливості реалізації в комплексній системі діагностики таких завдань, як визначення швидкості теплоносія через активну зону та визначення температурного коефіцієнта реактивності.

Для забезпечення надійної та безпечної експлуатації РУ одним із завдань є контроль вібростану основного обладнання РУ, включаючи корпус реактора, внутрішньокорпусні пристрої (ВКП), ТВЗ, обладнання та трубопроводи головного циркуляційного контуру (ГЦК). Отримані при цьому параметри вібростану дозволяють виявити вузли і компоненти, що є найбільш вразливими до впливу експлуатаційних режимів РУ, для оцінки вироблення проектного ресурсу обладнання і можливості продовження строків експлуатації енергоблоків.

Безпека АЕС багато в чому забезпечується надійністю палива за його нормальної експлуатації, а також при зовнішніх динамічних впливах. Значну частку відмов ядерного палива реакторів з водою під тиском становлять відмови, зумовлені вібрацією ТВЗ.

Фреттинг-зношення оболонок твелів у місцях контакту з дистанціючими решітками (ДР) призводить до значних економічних втрат, зумовлених як забрудненням 1-го контуру, так і необхідністю дострокового зупинення РУ для виявлення і заміни ТВЗ, що «відмовила». За даними [7] для зарубіжних реакторів відмови ядерного палива внаслідок вібрації ТВЗ становили до ~ 50 %. Тому, зрозуміло, що фреттинг-зношення оболонок твелів є важливим фактором у забезпечення надійності палива, як через збільшення глибини вигоряння і строку експлуатації ТВЗ, так і в зв'язку з впровадженням нових конструкцій ТВЗ, в тому числі й інших виробників.

Для моніторингу за вібраційним станом ТВЗ розроблено та впроваджуються системи внутрішньореакторної шумової діагностики

(СВРШД, також застосовується СВШД), що забезпечують контроль вібростану ВКП і ТВЗ [106, 125, 234, 236, 263, 264, 278].

Діагностування вібростану ВКП та ТВЗ побудовано на непрямих вимірах. Наприклад, ВКП та ТВЗ можуть контролюватися як з використанням позазонних, так і внутрішньозонних нейтронних детекторів. На основі детектування нейтронних шумів визначаються й інші важливі параметри експлуатації РУ: швидкість теплоносія через активну зону, момент настання кипіння теплоносія, коефіцієнти реактивності та інші.

Наявність сторонніх предметів в ГЦК виявляється корпусним акустичним шумом. А ось, наприклад, діагностика вібрацій основного обладнання та трубопроводів ГЦК базується на «прямих» вимірах вібрацій і пульсацій тиску теплоносія.

4.3.1. Розвиток систем діагностики на АЕС в світі

В розділі 1 наведена коротка інформація про стан справ із застосуванням систем діагностики, побудованих на використанні методів шумового аналізу. Детальна інформація о застосуванні СВШД на АЕС в світі можна знайти у [7, 8]

4.3.2. Розвиток СВШД на ВВЕР

Суттєвий внесок в розвиток СВШД на перших ВВЕР належить Інституту ядерних досліджень (м. Россендорф, НДР). Перші дослідження були проведені на АЕС Greifswald, а в подальшому дослідження продовжуються і досі на ВВЕР-440 і ВВЕР-1000. Перші дослідження по діагностиці ВВЕР-1000 були проведені за участю вчених з ІЯД (Россендорф) у 1989 р на ЗАЕС [100]. На ВВЕР АЕС України діагностичні системи почали впроваджуватися тільки в останні роки для обґрунтованого подовження строків експлуатації енергоблоків АЕС [181].

4.3.3. Розвиток СВШД на ВВЕР АЕС України

На АЕС України поставляється «Комплексна система діагностики (КСД) систем реакторної установки і система контролю переміщення трубопроводів 1-го контуру реактора ВВЕР-1000 типу В-320 (КСД-320)» [181]. Локальними системами діагностики (ЛСД) в КСД є:

- система внутрішньореакторної шумової діагностики (СВРШД, СВШД);
- система виявлення вільних і слабозакріплених предметів;
- система контролю протікань теплоносія 1-го контуру в складі двох фізично незалежних підсистем: підсистеми акустичного контролю протікання і підсистеми контролю течі по вологості;
- система віброконтролю і діагностики ГЦН;
- система діагностики залишкового ресурсу;
- система контролю переміщення трубопроводів 1-го контуру.

Наприклад, СВРШД у стандартному виконанні зазвичай базується на датчиках п'яти типів:

- датчиках абсолютних переміщень (ДАП);
- датчиках відносних переміщень (ДВП, ДОП);
- датчиках пульсацій тиску (ДПТ, ДПД);
- іонізаційних камерах (ІК);
- детекторах прямого заряду (ДПЗ).

Першу СВРШД на ВВЕР-1000 впроваджено на енергоблоці № 1 Южно-Української АЕС в 2014 р.

Шуми енергетичного реактора є складними і відображають взаємопов'язані явища нейтронної фізики, теплогідравліки, акустики і механіки. Їх інтерпретація дозволяє створювати інструмент ранньої діагностики стану РУ – шумову діагностику, що базується на моніторингу флуктуаційних складових нейтронного потоку [53, 151].

4.3.4. Задачі, що вирішуються в СВШД

Головним завданням віброшумової діагностики є визначення вібростану обладнання на основі аналізу зміни частотних характеристик як за міжремонтний період, так і за час життя реакторної установки. Отримання частотних характеристик сигналу базується на виконані швидкого перетворення Фур'є. Для визначення інших характеристик у СВШД також застосовуються алгоритми розрахунку авто- і взаємнокореляційних функцій, авто- і взаємноспектральних щільностей потужності, когерентності, реосансу, імпульсної перехідної функції, фазового аналізу та ін. [44, 211, 212].

Розглянемо приклади розв'язання деяких задач в СВРШД КСД.

4.3.4.1. Швидкість теплоносія через активну зону

Швидкість теплоносія через активну зону (або ТВЗ) є важливим параметром, що впливає на вібростан ТВЗ [260, 277]. Однак, в проекті ВВЕР не передбачено вимірювання швидкості або витрати теплоносія через ТВЗ. Оцінка витрат через ТВЗ може бути виконаною за загальною витратою теплоносія по 1-му контуру реактора. Необхідно відзначити істотну невизначеність такого методу, на яку впливають різні фактори, зокрема: потужність ТВЗ, конструкція ТВЗ, місце розташування ТВЗ в активній зоні та інші.

На ряді ВВЕР-440 реалізовано систему покасетного вимірювання витрат теплоносія, що побудована на аналізі нейтронних шумів флуктуаційної складової сигналів ДПЗ [210, 240]. В основі методу визначення швидкості теплоносія лежить визначення кореляції сигналів ДПЗ, розташованих в одному каналі нейтронних вимірювань, зумовлених проходженням по ТВЗ уздовж КНВ локальної флуктуації тиску або температури (або інша неоднорідність) теплоносія.

4.3.4.2. Вібростан ВКП та ТВЗ

Американський дослідник Тай [278-282] вперше запропонував шумовий метод контролю вібрацій шахти реактора в PWR, використовуючи позазонні нейтронні детектори. Ідея методу полягає в тому, що флуктуації струму позазонного детектора нейтронів є пропорційними флуктуаціям товщини водяного зазору в опускний ділянці між шахтою і корпусом реактора.

У дослідженнях з визначення середнєквадратичних значень (СКЗ) флуктуацій струму позазонного детектора нейтронів отримано, що амплітуда коливань шахт реакторів типу PWR лежить в діапазоні 20÷60 мкм [280].

Що стосується природи вібрації ТВЗ, то багато в чому вона визначається умовами фіксації головки і хвостовика ТВЗ. Так, наприклад, у разі коливань шахти реактора її коливання через нижню опорну плиту, в яку встановлено хвостовики ТВЗ, будуть передаватися і на інші ТВЗ. Відповідно амплітуда вібрацій ТВЗ в нижній частині буде більшою, ніж у верхній; а в разі недостатнього закріплення головок ТВЗ з боку блоку захисних труб (БЗТ) амплітуда вібрацій головки ТВЗ буде більшою, ніж хвостовика ТВЗ. Можливо, є вплив і інших факторів, зокрема: втрата жорсткості пружинного блоку ТВЗ, зміщення дистанціонуючих решіток тощо.

4.3.4.3. Визначення температурного коефіцієнта реактивності

ТКР визначається як відношення приросту реактивності, зумовленої зміною температури теплоносія, і зміни середньої температури теплоносія в активній зоні реактора (п.3.1). Фізично, ефекти реактивності відповідно до зміни температури теплоносія можуть бути розділеними на дві категорії: прямої та непрямої дії.

Прямі ефекти можуть бути розділеними на температурну або спектральну складову тільки на мікрорівні, а на складову густини

теплоносія – вже на макрорівні. Спектральна складова сигналу обумовлена зміною температури нейтронного газу, що виникає внаслідок зміни розсіювання теплових нейтронів водою при зміні температури уповільнювача.

Складова густини є результатом зміни густини уповільнювача внаслідок зміни температури уповільнювача. Непрямі ефекти відносяться до перерозподілу аксіальних потоків теплоносія. Осьовий перерозподіл теплоносія обумовлено тим фактом, що навіть, якщо зміна температури теплоносія є відносно однорідною в активній зоні, зміна густини теплоносія не є аксіально однорідною, оскільки аксіальний розподіл температури теплоносія змінюється від низу до верху активної зони через нагрівання. При визначенні ТКР мають бути врахованими прямі і непрямі ефекти. Тому, якщо експериментальна процедура значно змінює аксіальну форму потужності/розподілу температури сповільнювача (при вимірюванні ТКР так званим методом переміщення регулюючого стрижня, коли величину реактивності визначають на основі його ефективності), то перерозподіл результуючого аксіального потоку не може розглядатися тільки як непрямий ефект ТКР.

Також ТКР є частиною механізму зворотного зв'язку в ВВЕР, оскільки збурення реактивності активної зони впливає на потужність, що, в свою чергу, зумовлює зміну температури палива, а згодом і зміну температури теплоносія. Ефекти реактивності, зумовлені ТКР і ефектом Допплера, є основними елементами саморегульованості РУ з ВВЕР.

У багатьох країнах, у тому числі і в Україні, спостерігається практика вимірювання ТКР тільки на початку паливної кампанії, після чого повністю покладаються на розрахунки зміни ТКР протягом паливної кампанії, при цьому експериментальна перевірка результатів розрахунків ТКР на потужності ніколи не виконувалася [156, 249].

Можливість оперативного визначення ТКР на потужності отримала додатковий поштовх з розвитком вимірювальної техніки, зокрема з

використанням шумових методів [222, 228, 244]. У методиці визначення ТКР використовуються внутрішньозонний нейтронний детектор і термопара на виході з ТВЗ, що розташована над тією ж або над сусідньою ТВЗ. Шумові сигнали двох детекторів містять інформацію про ТКР, що може бути виділена та оброблена. Основна перевага даного методу полягає в його оперативності, а також в тому, що при цьому не потрібно вносити збурення в реактор для визначення ТКР [156].

Рівень шуму нейтронного детектора зазвичай є низьким, оскільки відношення між стандартним відхиленням і середнім значенням сигналів менше 1 %. Проте, така обробка сигналів як апаратне видалення постійної складової та аналогово-цифрове перетворення шумової складової, що застосовуються в СВРШД, забезпечує досить точне відтворення сигналу шуму. Більш того, для обробки даних необхідним є тільки нормований (на середнє значення) шум потоку нейтронів. Оскільки з детекторів нейтронів зазвичай знімають сигнал, що є прямо пропорційним нейтронному потоку, то будь-яка помилка в калібруванні цих детекторів взаємно виключається в шумовому аналізі. Для сигналу шуму температури при оцінці ТКР потрібно мати абсолютні значення шуму. Це означає, що невизначеність у вимірюваних сигналах має бути дуже малою в порівнянні з рівнем шуму. Наприклад, для термопар стандартне відхилення сигналу температури є зазвичай меншим 0,1 ^{o}C, тоді як невизначеність у вимірюваному сигналі – менше 0,005 ^{o}C. Відповідно, рівень шуму термопари є переважно великим у порівнянні з невизначеністю термопар, і можна очікувати, що буде забезпечено відносно високу точність оцінки ТКР шумовим методом.

Якщо реактивність залежить від стаціонарного ергодичного процесу, з набором $i = 1, ..., N$, то зміну реактивності поблизу стаціонарного значення, припускаючи її лінійну залежність від часу, можна визначити:

$$\partial\rho(t) \approx MTC \times \partial T_m^{ave}(t) + \sum_{i=1, s_i \neq T_m^{ave}}^{N} \frac{\partial\rho}{\partial s_i} \times \partial s_i(t) \tag{4.5}$$

де $\rho(t)$ – реактивність реактора;

MTC – Moderator Temperature Coefficient – ТКР;

$\partial T_m^{ave}(t)$ – зміна середньої температури по активній зоні реактора.

Ідея використовувати шумовий аналіз для спостереження за ТКР з'явилась у 1977 р, з тих пір для визначення ТКР пропонувалося використовувати середньоквадратичні значення шуму температури і шуму реактивності [281]:

$$MTC = \frac{\sigma_{\delta\rho}}{\sigma_{\delta T_m^{ave}}} \tag{4.6}$$

Пізніше в 1985 р було показано, що внесок інших джерел шуму можна виключити, якщо використовувати спектральний аналіз сигналів.

Після домноження правої та лівої частин (4.5) на $\delta T_m^{ave}(t+\tau)$, і взявши середнє отримуємо:

$$CCF_{\delta\rho,\delta T_m^{ave}}(\tau) = MTC \times ACF_{\delta T_m^{ave}}(\tau) + \sum_{i=1, s_i \neq T_m^{ave}}^{N} \frac{\partial\rho}{\partial s_i} \times CCF_{\delta s_s,\delta T_m^{ave}}(\tau) \tag{4.7}$$

де *ACF* і *CCF* позначають авто- і взаємнокореляційні функції відповідно:

$$CCF_{\delta\rho,\delta T_m^{ave}}(\tau) = \left\langle \partial\rho(t)\delta T_m^{ave}(t+\tau) \right\rangle \tag{4.8}$$

$$CCF_{\delta s_s,\delta T_m^{ave}}(\tau) = \left\langle \partial s_i(t)\delta T_m^{ave}(t+\tau) \right\rangle \tag{4.9}$$

$$ACF_{\delta T_m^{ave}}(\tau) = \left\langle \delta T_m^{ave}(t)\delta T_m^{ave}(t+\tau) \right\rangle \tag{4.10}$$

Якщо можна припустити, що флуктуації різних параметрів ($s_i \neq T_m^{ave}$) є статично незалежними від флуктуацій температури сповільнювача, то їх взаємна кореляція зникає:

$$CCF_{\delta\rho,\delta T_m^{ave}}(\tau) = 0 \tag{4.11}$$

Можна показати, що дане припущення є вірним лише для певного діапазонна частот, тоді отримуємо:

$$MTC = \frac{CCF_{\delta\rho,\delta T_m^{ave}}(\tau)}{ACF_{\delta T_m^{ave}}(\tau)} \tag{4.12}$$

Альтернативно, ТКР також можна визначити після множення рівняння (4.5) на $\delta\rho(t+\tau)$, і, взявши середнє, отримуємо:

$$MTC = \frac{ACF_{\delta\rho}(\tau)}{CCF_{\delta T_m^{ave},\delta\rho}(\tau)} \tag{4.13}$$

Хоча рівняння (4.11) і (4.12) записано в часовій області, але більш зручним (і практичним) є визначення ТКР в частотній області, а саме у наступній формі:

$$MTC = \frac{CPSD_{\delta\rho,\delta T_m^{ave}}(\omega)}{APSD_{\delta T_m^{ave}}(\omega)} \tag{4.14}$$

$$MTC = \frac{APSD_{\delta\rho}(\omega)}{CPSD_{\delta T_m^{ave},\delta\rho}(\omega)} \tag{4.15}$$

де *APSD* і *CPSD* – автоспектральна і взаємноспектральна щільності потужності відповідно. Вони визначаються як Фур'є перетворення від *ACF* і *CCF*, що були визначеними раніше.

Проте, внутрішньозонний детектор дозволяє вимірювати не тільки складову точкової кінетики в нейтронному шумі, але й повний шум нейтронного потоку. Тому шум реактивності може бути визначено з шуму потоку тільки тоді, коли реактор є точковим. Добре відомо, що великі реактори далеко не завжди можна представити як точкові.

За шумами температури для ВВЕР можна виміряти тільки шумову складову локальної температури, але, зазвичай, тільки на виході окремих ТВЗ. До теперішнього часу в усіх експериментальних роботах, заснованих на методі аналізу шумів, використовувалася тільки одна термопара на виході з ТВЗ.

Таким чином, можна стверджувати, що у всіх експериментальних дослідженнях, проведених до теперішнього часу, передбачалося що, шум температури теплоносія є просторово однорідним в активній зоні. Припускаючи, що дане припущення є вірним, з'являється нова проблема з

відстанню між внутрішньозонним детектором нейтронів і термопарою на виході з ТВЗ. ТКР може бути точно визначеним тільки за умови відсутності генерації шуму температури між детекторами нейтронів і температури. Існують експериментальні дані, що цей факт підтверджено. Більш того, з огляду на постійну часу детекторів переважно фонові шуми генеруються на високих частотах, а записаний на виході з ТВЗ шум внаслідок коливань температури теплоносія загасає в порівнянні з шумом з внутрішньозонного детектора нейтронів. Також існує досить велика кореляція для частот, нижчих за 1 Гц, між двома термопарами всередині активної зони, які розташовані в межах однієї ТВЗ. Це дозволяє підтвердити, що аксіальне загасання не є вирішальним для розглянутого діапазону частот.

Отже, для визначення ТКР потрібно вибирати частоти, менші від 1 Гц (через шуми температури) і частоти, вищі за 0,1 Гц. Іншою перевагою у використанні смуги частот 0,1 ÷ 1,0 Гц є те, що передавальна функція реактора в цьому діапазоні, має вигляд [79]:

$$G_0(\omega) \approx \frac{1}{\beta}$$

який називається апроксимаційним «плато», де β – ефективна частка запізнілих нейтронів.

Таким чином, нами розглянуто теоретичні основи, які дозволяють сподіватися, що при заведені до СВРШД інформації від термопар на виході з ТВЗ в системі може бути реалізована функція визначення ТКР.

4.4. Вибір консервативних припущень при обґрунтуванні ядерної безпеки систем зберігання ВЯП

У підрозділі представлено опис розрахункових моделей системи зберігання відпрацьованих ТВЗ (ВТВЗ) у кодах SCALE і MCNP, а також процедуру і результати вибору консервативних припущень, прийнятих для обґрунтування ядерної безпеки технологічних операцій з переміщення, перевезення та зберігання відпрацьованого ядерного

палива (ВЯП) ВВЕР-1000 в проектованому централізованому сховищі ВЯП (ЦСВЯП). При обґрунтуванні ядерної безпеки необхідно підтвердити, що максимальне значення ефективного коефіцієнта розмноження нейтронів $К_{еф}$ у системах зберігання ВЯП є нижчим від встановленої нормативної межі 0,95 [116, 144, 145]. Необхідно також показати, що ця вимога по $К_{еф}$ виконується за умов нормальної експлуатації, порушення нормальної експлуатації і при проектних аваріях. У підрозділі представлено результати розрахунків і їх аналіз за вибором найбільш консервативних умов розмноження нейтронів, які призводять до максимального значення $К_{еф}$.

Для технологічних операцій з ВТВЗ ВВЕР-1000 і ВВЕР-440 на різних етапах обігу з ВЯП у проектованому централізованому сховищі ВЯП планується застосовувати контейнери різного призначення: перевантажувальний контейнер; транспортний контейнер і контейнер зберігання [197].

Основним елементом системи зберігання є модифікації багатоцільового контейнера (БЦК, корзина зберігання), який застосовується в усіх типах контейнерів:

- БЦК-31 з 31-ю коміркою зберігання для ВТВЗ ВВЕР-1000 з максимальним збагаченням по ^{235}U – 4,45 %;

- БЦК-85 з 85-а комірками зберігання для ВТВЗ ВВЕР-440 з максимальним збагаченням по ^{235}U – 4,65 %.

Задача обґрунтування безпеки технологічних операцій з переміщення, перевезення та зберігання ВЯП в ЦСВЯП є багатогранною і складається з багатьох підзадач, серед яких: аналіз міцності, аналіз теплового стану, аналіз радіаційної безпеки, а також аналіз ядерної безпеки.

У підрозділі розглядається тільки одне з питань обґрунтування ядерної безпеки, а саме, вибір консервативних припущень при проведенні аналізу ядерної безпеки, в якому необхідно обґрунтовано підтвердити

виконання вимог НТД [116, 144, 145] щодо забезпечення підкритичності ВЯП при всіх операціях його знаходження в транспортному і перевантажувальному контейнерах, а також в контейнері зберігання.

У підрозділі представлено результати для ВТВЗ ВВЕР-1000 (БЦК-31), для яких досягаються максимальні значення $К_{еф}$ у порівнянні з ВТВЗ ВВЕР-440. Для ВТВЗ ВВЕР-440 (БЦК-85) вибір консервативних умов виконувався за аналогічною процедурою.

Для обґрунтування ядерної безпеки обрано найбільш консервативну модель, для якої необхідно довести, що навіть при завантаженні в БЦК ВТВЗ з найбільш можливими розмножувальними властивостями (прийнято помилкове завантаження ТВЗ максимального збагачення по ^{235}U), в умовах нормальної експлуатації, при порушеннях нормальної експлуатації і при проектних аваріях забезпечується не перевищення значення 0,95 ефективним коефіцієнтом розмноження нейтронів $К_{еф}$.

Для визначення найбільш консервативних умов впливу на значення $К_{ефф}$ параметрів БЦК і палива було виконано:

- аналіз чутливості, в якому було визначено вплив того чи іншого параметра (геометричного або матеріального) БЦК і ВТВЗ;

- аналіз умов сповільнення нейтронів в БЦК на ефективний коефіцієнт розмноження нейтронів $К_{еф}$.

Ефективний коефіцієнт розмноження нейтронів у розглянутій розмножувальній системі (БЦК з ВТВЗ) залежить від цілого ряду чинників, зокрема, розмірів і допусків на паливні таблетки, на оболонку твелів, на конструкційні елементи ТВЗ, на пластини комірок зберігання в БЦК та ін.

По кожному із зазначених параметрів при розрахунках було визначено зміну (збільшення або зниження) $К_{еф}$ у разі відхилення від проектних значень у більшу або меншу сторони. Для розрахунків на обґрунтування ядерної безпеки приймалися найгірші поєднання допусків

і змінних величин, тобто таке їх поєднання, що призводять до збільшення розмножуючих властивостей системи.

У нормальних умовах транспортування і зберігання БЦК всередині заповнено гелієм – , тобто відсутнім є ефективний уповільнювач нейтронів – і, отже, вимоги щодо підкритичності забезпечуються з великим запасом. Так, наприклад, для проектного стану БЦК-31, заповненого «свіжими» ТВЗ і гелієм, $К_{еф} < 0,4$.

Однак при операціях по завантаженню і вивантаженню ВТВЗ на АЕС БЦК заповнюється водою. Крім того, при аналізі деяких аварійних умов найгірші умови щодо забезпечення ядерної безпеки будуть досягатися в разі, якщо БЦК буде заповнений водою. Відповідно, як основну моделі для консервативного аналізу безпеки було обрано модель із заповненням БЦК водою.

4.4.1. Застосовувані програмні коди

Розрахунки проводилися із застосуванням кодів MCNP4 [243] і SCALE-4 [268].

Код MCNP – тривимірний код загального призначення, побудований на основі методу Монте-Карло, розроблений у Лос-Аламоській національній лабораторії США і застосовується для моделювання перенесення частинок. Вибір MCNP ґрунтується на тому, що він широко застосовується для розрахунків критичності. Крім того, у коді реалізовано всі функції, що є необхідними для даного аналізу. При розрахунках з MCNP використовувалася безперервна по енергії бібліотека нейтронно-фізичних констант, створена на основі ENDF/B-VII, що входить до складу коду.

Програмний комплекс SCALE розроблено в Ок-Ріджській національній лабораторії США на замовлення Комісії з ядерного регулювання США. SCALE є програмним засобом для проведення аналізу з ядерної безпеки і проектування паливовмісних систем. Перша версія комплексу SCALE випущена у 1980 р, з тих пір він широко

використовується як в США, так і за його межами для виконання аналізів критичності, радіаційної безпеки, теплопередачі, вигоряння [172].

Програмний комплекс SCALE застосовувався для обґрунтування ядерної безпеки СВЯП ЗАЕС, а також СВЯП-2 ЧАЕС. Відповідно до [172] SCALE застосовується для обґрунтування ядерної безпеки систем зберігання ВЯП у багатьох країнах, в тому числі: Болгарії, Німеччині, Угорщині, Словаччині, Швеції, США, Японії.

4.4.2. Розрахункові схеми

Для обґрунтованого вибору консервативних припущень на геометричні параметри і матеріальний склад розмножувальної системи БЦК – ВТВЗ можливо використовувати спрощену розрахункову схему, що включає тільки об’єм БЦК з відбивачем, або розрахункову схему, що включає тільки один розрахунковий елемент – ТВЗ, оточену стінами комірки зберігання БЦК, на зовнішніх границях якої розміщено «нейтронне дзеркало». У розрахунковій моделі «нейтронне дзеркало» моделює умови повного відбиття нейтронів, що еквівалентно розгляду нескінченного розмножувального середовища, яке складається з однакових розрахункових елементів.

Для моделювання використовувалися повністю тривимірні розрахункові схеми. На рис.4.6 представлено розрахункова комірка БЦК-31 з «нейтронним дзеркалом», а на рис.4.7 представлено повну розрахункову схема БЦК-31 з 31-ю коміркою зберігання.

Основні і додатково прийняті консервативні умови є наступними:

- основне консервативне припущення – передбачається завантаження в БЦК «свіжих» ТВЗ, в той час як в дійсності завантажуватися в БЦК будуть ТВЗ, що вигоріли, які мають суттєво менші розмножувальні властивості, що забезпечує значний запас з ядерної безпеки;
- консервативно не враховується поглинання нейтронів матеріалом нейтронного захисту БЦК, який замінюється водою;

- консервативно в моделі висота комірок БЦК, виконаних з нейтронного поглинача, відповідає тільки висоті паливовмісної зони, в той час як фактично вона дорівнює висоті всього БЦК і знизу і зверху перевищує висоту паливовмісної зони;

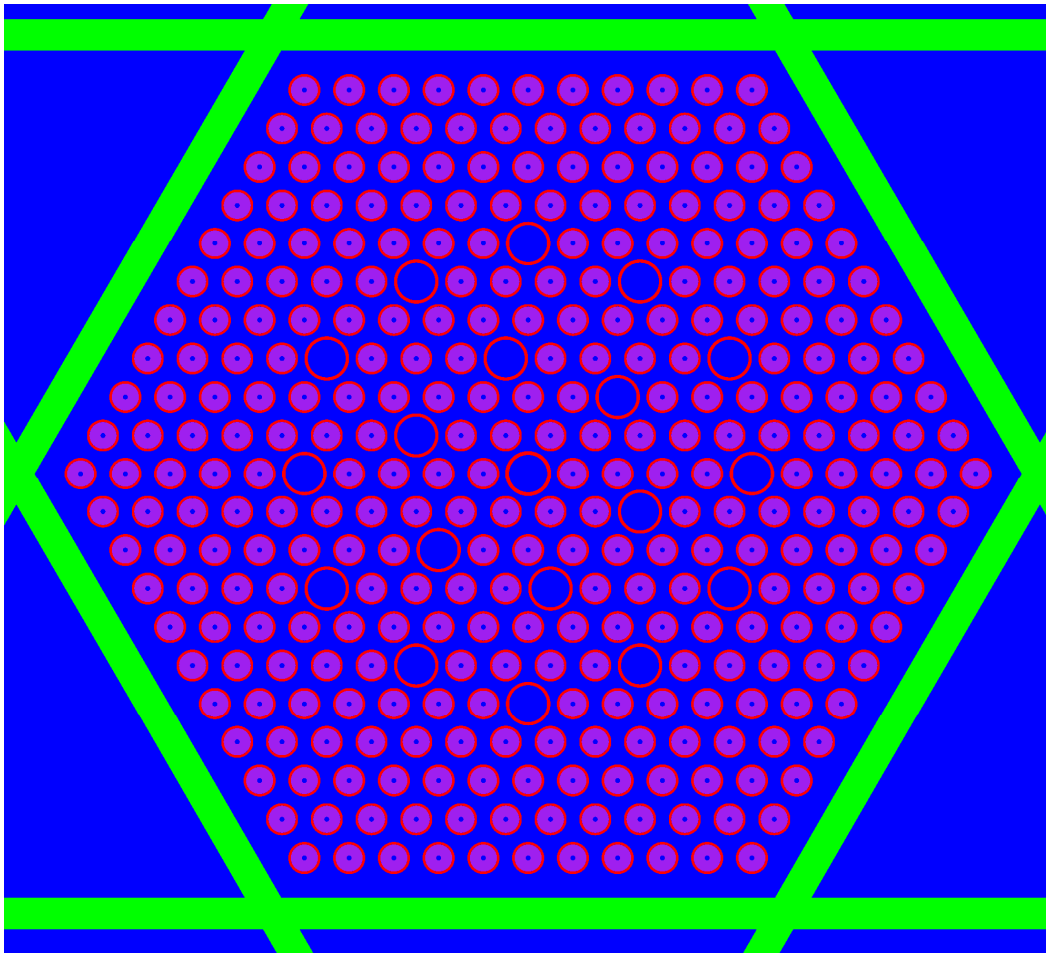


Рис.4.6. Вид типової комірки в розрахунковій схемі БЦК-31 (поперечний переріз) з ТВЗ ВВЕР-1000.

- для ТВЗ, що мають у своєму складі кінцеві бланкети або профілювання по висоті з більш низьким збагаченням по урану, а також низькозбагачені твели з поглиначем, що вигоряє, або профілювання по перерізу ТВЗ, усі твели ТВЗ моделюються як твели з максимальним збагаченням.

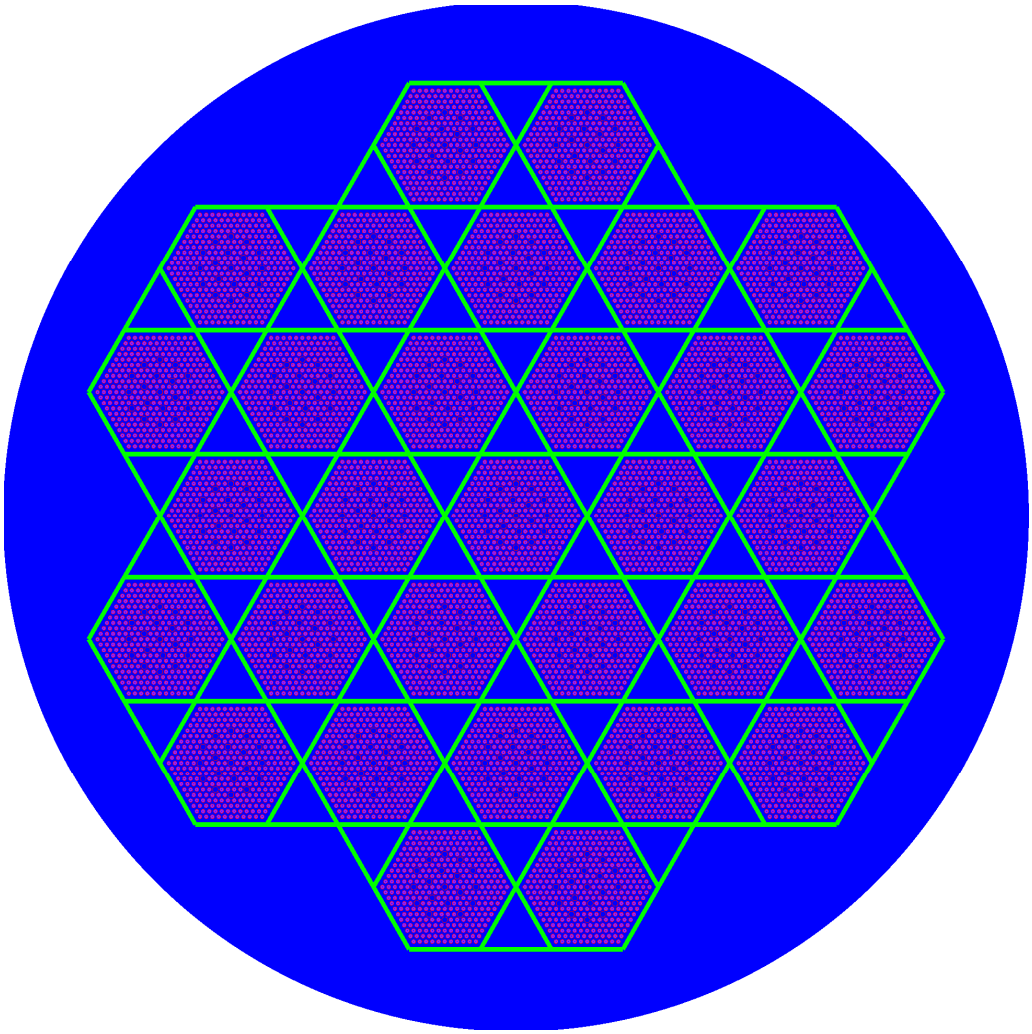


Рис.4.7. Розрахункова схема БЦК-31 з ТВЗ ВВЕР-1000.

У розрахунковій схемі явно представлено твели та їх оболонки, направляючий і вимірювальний канали, стінки комірок БЦК, виконані з нейтронно-поглинаючого матеріалу.

За всіх розрахункових умов зазор між таблетками і оболонкою твел, а також центральний отвір паливних таблеток приймається заповненим чистою водою, оскільки при цьому досягаються найбільші розмножувальні властивості системи.

4.4.3. Результати розрахункових досліджень

Виконані розрахункові дослідження показали, що найбільш консервативні умови при аналізі ядерної безпеки системи зберігання ВЯП досягаються при:

- максимальній висоті паливовмісної зони;

- максимальному збагаченні палива;
- максимальній густині паливного матеріалу;
- максимальному кроці розташування твел;
- максимальному зовнішньому діаметру паливної таблетки;
- максимальному внутрішньому діаметру оболонки;
- мінімальній товщині стінок направляючих каналів;
- мінімальній товщині стінки вимірювального каналу.

Основними характеристиками ТВЗ, що впливають на його розмножувальні властивості, є кількість уранового палива і співвідношення між кількістю урану і води (уповільнювач). По співвідношенню вода/уран важливо відмітити, що решітка твелів ТВЗ енергетичних реакторів ВВЕР відносяться до "недосповільнених", тобто в решітці твелів не міститься достатньої кількості води для досягнення максимально можливих розмножувальних властивостей ТВЗ.

Оскільки має місце "недосповільнення" нейтронів в ТВЗ, то будь-які зміни геометрії ТВЗ, при яких збільшується кількість води зі збереженням тієї ж кількості паливного матеріалу, зумовлюють зростання розмножувальних властивостей. Саме тому зменшення товщини оболонки твел або направляючого/вимірювального каналів, або збільшення кроку розташування твелів призводять до зростання розмножувальних властивостей системи.

Збільшення висоти паливовмісної зони збільшує кількість ядерного палива зі збереженням того ж співвідношення "паливо/вода", що також призводить до зростання розмножувальних властивостей.

Оскільки всі ТВЗ конструктивно відносяться до одного і того ж виду, складаються з пучків твелів в оболонці, з вбудованими направляючими і вимірювальними каналами, зроблені вище висновки відносяться до всіх типів ТВЗ ВВЕР-1000, і найбільш консервативна геометрія, таким чином, є спільною для всіх розглянутих ТВЗ. У табл.4.8 представлено дані про вплив зміни параметрів ТВЗ ВВЕР-1000 на $К_{еф}$.

Таблиця 4.8

Вплив на розмножувальні властивості зміни параметрів ТВЗ ВВЕР-1000 (всі розміри в міліметрах)

Зміна параметрів ТВЗ	Відхилення $K_{еф}$	в %
Збільшення внутр. діам. табл. (+0,1)	-0,0041	-0,37
Зменшення внутр. діам. табл. (-0,1)	-0,0011	-0,10
Збільшення зовн. діам. табл. (+0,1)	0,001	0,09
Зменшення зовн. діам. табл. (-0,1)	0,0021	0,19
Збільшення внутр. діам. оболонки (+0,1)	0,0036	0,32
Зменшення внутр. діам. оболонки (-0,1)	-0,0024	-0,22
Збільшення зовн. діам. оболонки (+0,1)	-0,0083	-0,75
Зменшення зовн. діам . оболонки (-0,1)	0,0073	0,66
Збільшення товщини напр. каналів і вимірювальн. каналів (+0,1)	-0,0024	-0,22
Зменшення товщини напр. каналів і вимірювальн. каналів (-0,1)	0,0019	0,17
Відсутні направ. і вимірювальн. канали (замінюються водою)	0,0103	0,93
Збільшення кроку твелів (+0,1)	0,0064	0,58
Зменшення кроку твелів (-0,1)	-0,01	-0,90
Зменшення густини паливного матеріалу (-0,2 г/см^3)	-0,0037	-0,33
Збільшення густини паливного матеріалу (+0,2 г/ см^3)	0,0013	0,12
Зменшення збагачення палива (-0,05 мас. % ^{235}U)	-0,003	-0,27
Збільшення збагачення палива (+0,05 мас. % ^{235}U)	0,0004	0,04

Як видно з табл.4.8 зміна внутрішнього і зовнішнього діаметра паливної таблетки в зазначених діапазонах не дозволяють однозначно

визначити найбільш консервативні умови за цими параметрами. Фізична причина цього полягає в тому, що:

- з одного боку, збільшення/зменшення внутрішнього/зовнішнього діаметру паливної таблетки призводить до збільшення кількості води в розрахунковій комірці, а для «недосповільнених» водо-уранових систем це має призводити до збільшення $К_{еф}$;

- з іншого боку, збільшення/зменшення внутрішнього/зовнішнього діаметру паливної таблетки призводить до зменшення кількості ядерного палива в розрахунковій комірці, що, в свою чергу, має призводити до зменшення $К_{еф}$.

Тому для визначення найбільш консервативних розмірів паливної таблетки (внутрішній і зовнішній діаметри) було проведено додаткові розрахункові дослідження зміни $К_{еф}$ з кроком 0,01 мм зміни розмірів паливної таблетки. На рис.4.8, 4.9 представлено результати зміни $К_{еф}$ в залежності від зміни діаметра внутрішнього отвору і зовнішнього діаметра паливної таблетки.

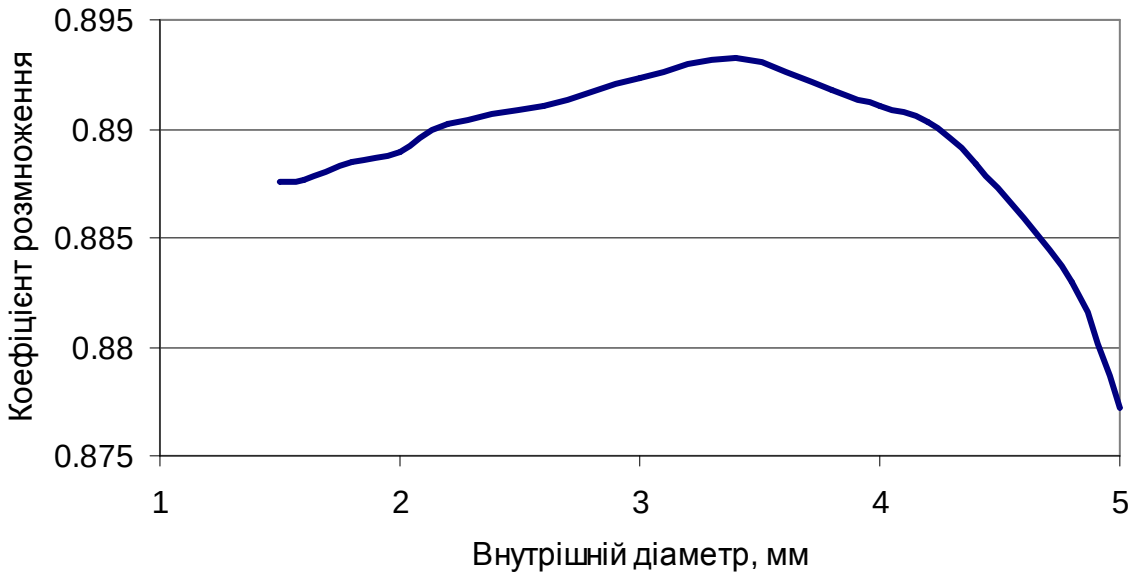


Рис.4.8. Зміна $К_{еф}$ в залежності від діаметра внутрішнього отвору в паливній таблетці.

Таким чином, в межах проектних допусків на розміри паливної таблетки найбільш консервативні умови по досягненню максимального значення $К_{еф}$ будуть мати місце при максимально допустимому відхиленні внутрішнього діаметра паливної таблетки в більшу сторону, а зовнішнього діаметра паливної таблетки в меншу сторону. За межами проектних допусків на геометричні розміри паливної таблетки максимальні значення $К_{еф}$ будуть досягатися при $D_{внутр}$ = 1,9 мм, а $D_{зовн}$ = 6,9 мм.

Обрані консервативні параметри ТВЗ ВВЕР відповідають за кількістю твелів проектній конфігурації ТВЗ. З огляду на те, що ТВЗ ВВЕР разом з водяним оточенням є «недосповільненими», може спостерігатися ефект збільшення розмножувальних властивостей ТВЗ у разі відсутності декількох твелів (Табл.4.9).

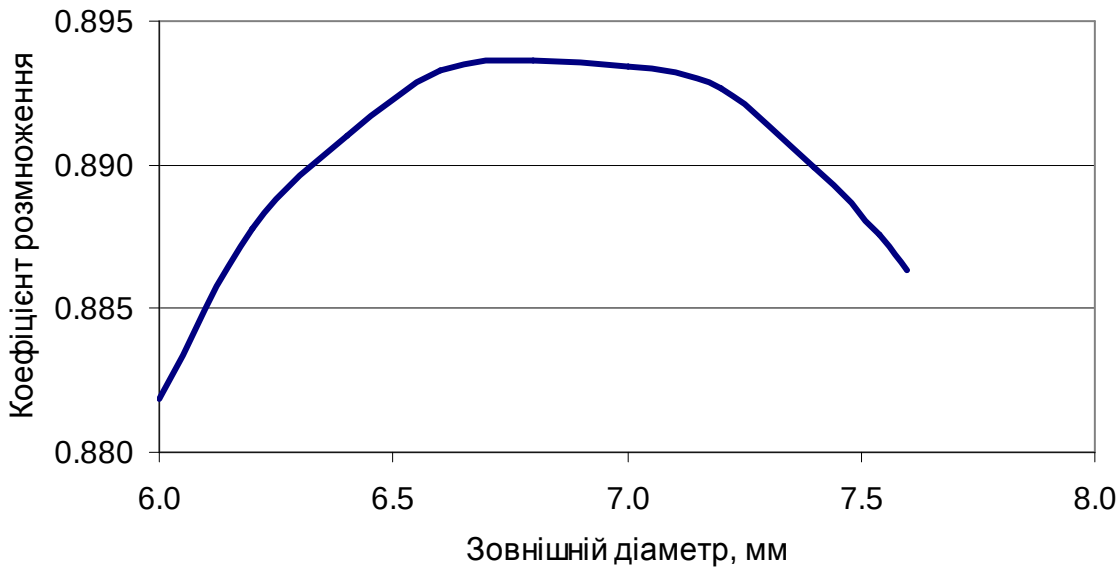


Рис.4.9. Зміна $К_{еф}$ в залежності від зовнішнього діаметра паливної таблетки.

У табл.4.10 наведено дані про зміну $К_{еф}$ у разі пошкодження для різних типів ТВЗ ВВЕР-1000 оболонки твелів і заповнення водою центрального отвору (якщо є) і зазору між оболонкою твела і паливною таблеткою. З аналізу даних випливає, що збільшення $К_{еф}$ є незначним.

Таблиця 4.9

Вплив на розмножувальні властивості ТВЗ ВВЕР-1000 і БЦК-31 в разі відсутності декількох твелів в ТВЗ

Конфігурація ТВЗ		$К_{еф}$, поодинока ТВЗ	$К_{еф}$, 31 ТВЗ в БЦК
Проектна		0,7477 ± 0,0021	0,9141 ± 0,0019
Ряд 1	Без 1	0,7497 ±0,0019	
	Без 3	0,7515 ±0,00217	0,9161 ±0,0019
Ряд 4	Без 3	0,7544 ±0,0019	0,9195 ±0,0017
	Без 6	0,7552 ±0,0023	
Ряд 8	Без 3	0,7514 ±0,0018	
	Без 6	0,7521 ±0,0017	
Ряд 4, Ряд 8	Без 3 + 6	0,7553 ±0,0017	0,9208 ±0,0019

Таблиця 4.10

Збільшення $К_{еф}$ при заповненні водою зазору між таблетками і оболонкою, а також центрального отвору, якщо він є.

Тип ТВЗ	Збагачення, мас. % ^{235}U	Збільшення $К_{еф}$ при заповнені водою
ТВС-М	4,45	0,0255
ТВС-А	4,45	0,0194
ТВС-W	4,25	0,0114
ТВС-W (LTA)	4,45	0,0095

4.4.4. Аналіз ядерної безпеки при можливому пошкодженні палива

Контейнери зберігання і перевезення ВЯП мають забезпечувати гелієве (сухе) внутрішнє середовище в усіх нормальних і аварійних умовах. У цьому випадку будь-яка зміна конфігурації палива практично не впливає на показники ядерної безпеки. Для будь-яких умов затоплення приймається, що зазор між таблетками і оболонкою, а також і центральний отвір таблеток (якщо є) заповнені водою, що консервативно

відповідає пошкодженню оболонок всіх твелів за нормальних і аварійних умов.

Обґрунтування ядерної безпеки для випадку зберігання в БЦК пошкоджених ВТВЗ з геометричними параметрами ВТВЗ, що перевищують розглянуті межі проектних значень, в основному, за рахунок збільшення кроку розташування твелів в разі пошкоджених або зміщення дистанціонуючих решіток, вимагає додаткових проектних рішень, таких як: збільшення концентрації поглинача в матеріалі Metamic-HT, застосування неповного завантаження БЦК, використання кредиту вигоряння і/або ін.

4.4.5. Висновки по п.4.4

В цілому, результати аналізу ядерної безпеки систем зберігання ВЯП з представленими консервативними припущеннями підтверджують неперевищення ефективним коефіцієнтом розмноження нейтронів $К_{еф}$ значення 0,95 з урахуванням всіх розрахункових похибок і невизначеностей, з довірчою ймовірністю 0,95, за будь-яких умов нормальної експлуатації, при порушеннях нормальної експлуатації і проектних аваріях.

4.5. Висновки по Розділу 4

Представлені результати експериментального визначення коефіцієнтів реактивності ВВЕР-1000 з використанням ЦВРМ-1 під час проведення фізичних експериментів після перевантаження палива. Результати таких досліджень є основою Звіту з аналізу відповідності результатів експериментального та розрахункового визначення коефіцієнтів реактивності та інших нейтронно-фізичних характеристик ВВЕР-1000, який є обов’язковим при отримані дозволу від Регулятора на експлуатацію ВВЕР-1000 протягом чергової паливної кампанії. Аналогічні роботи на більшості ВВЕР-1000 АЕС України виконувались

на високому технічному рівні і забезпечували дотримання вимог НТД і Регламенту експлуатації.

Проведені дослідження з визначення підкритичності ядерного реактора методом Россі-α показали, що даний метод може бути адаптованим для визначення підкритичності енергетичного реактора типу ВВЕР, для чого необхідно застосовувати високочутливі ІК; розташувавши їх у вимірювальних каналах у вигородці активної зони.

Досліджено можливість визначення ТКР у СВРШД при заведенні сигналів термопар на виході з ТВЗ у СВРШД. Визначено оптимальні частотні діапазони для розрахунку ТКР на основі обробки автоспектральної та взаємноспектральної щільності потужності сигналів ДПЗ і термопар.

Найбільш поширеним методом підтвердження ядерної безпеки систем зберігання ВЯП є розрахункові методи. В основі таких методів лежить принцип визначення найбільш консервативних умов, що призводять до максимального значення $К_{еф}$. Якщо в результаті застосування консервативних умов максимальне значення $К_{еф}<0,95$, то вважається, що вимоги з ядерної безпеки дотримано під час зберігання ВЯП відповідно до чинної НТД. При проведенні досліджень з ядерної безпеки СВЯП було визначено найбільш консервативні розмірі паливних таблеток, а також можливу конфігурацію відсутніх твелів у ТВЗ, що також може призводити до збільшення $К_{еф}$. Визначені під час проведених досліджень найбільш консервативні умови моделі СВЯП було використано при проведенні аналізу ядерної безпеки у Попередньому Звіті з аналізу безпеки ЦСВЯП.

Результати досліджень, наведених у розділі, 4 опубліковано в роботах [21, 26, 38, 44, 45, 48, 100, 164].

РОЗДІЛ 5
ОБГРУНТУВАННЯ ЗАСТОСОВНОСТІ РОЗРАХУНКОВОГО КОДУ RELAP5 ДЛЯ ПРОВЕДЕННЯ АНАЛІЗУ БЕЗПЕКИ ВВЕР

В розділі 5 представлено результати досліджень:

- задачі № 3 (друга частина), в рамках виконання якої проведено дослідження з обґрунтування можливості використання коду RELAP5 для аналізу безпеки ВВЕР.

5.1. Стандартна проблема валідації кода RELAP5 для РУ з ВВЕР-440

Уже тривалий час для обґрунтування безпеки діючих АЕС застосовуються комплексні розрахункові програми, що дозволяють моделювати спектр взаємопов'язаних фізичних процесів в РУ: нейтронну кінетику, теплогідравліку, теплообмін, механічну міцність, радіаційний вплив та інші. З огляду на складність як самих програм, так і об'єктів, що моделюються, важливим етапом на шляху впровадження програм в практику є їх валідація – всебічна апробація шляхом виконання тестових розрахунків і порівняння отриманих результатів з відповідними експериментальними даними [23, 30, 32, 34, 39, 229, 230, 237, 241, 287].

Перед використанням таких розрахункових кодів для практичних цілей, згідно з міжнародною практикою, потрібно отримати об'єктивні оцінки їх працездатності: адекватність використовуваних математичних моделей фізичним об'єктам, достовірність і точність одержуваних результатів, межі застосування коду. Рішення даних завдань реалізується шляхом виконання спеціальної процедури – валідації розрахункового коду. Процес валідації передбачає виконання широкого спектру комплексних досліджень практичних можливостей коду шляхом порівняльного аналізу розрахункових і експериментальних результатів, отриманих для різних об'єктів – експериментальних установок

(розроблених з урахуванням критеріїв фізичної подібності), повномасштабних стендів і натурних об'єктів (діючих енергоблоків).

Для аналізу теплогідравлічних процесів в основному обладнанні РУ з реакторами на киплячій воді (Boiling Water Reactor – BWR) в Айдахскій національної лабораторії (США) був розроблений розрахунковий код RELAP5. Даний код відноситься до кодів поліпшеної оцінки, що передбачає високу достовірність оцінки екстремальних значень визначальних параметрів фізичних процесів за рахунок реалізації в ньому детального математичного опису комплексу взаємопов'язаних фізичних явищ на відміну від кодів консервативної оцінки, що дають за рахунок використаної в них емпірики консервативно завищені екстремальні значення параметрів .

В рамках програми підвищення безпеки реакторів радянського виробництва (SDRS), що фінансувалася Департаментом енергетики США (U.S. DOE), були реалізовані проекти з оцінки можливості застосування розробленого розрахункового коду RELAP5 для аналізу теплогідравлічних процесів в РУ з водо-водяними енергетичними реакторами під тиском типу ВВЕР.

Для валідації розрахункового коду були використані експериментальні дані, отримані на експериментальних стендах і установках, а також дані реальних перехідних процесів, що відносяться до нормальної експлуатації, порушень нормальної експлуатації та аварій, які мали місце на енергоблоках з реакторами ВВЕР в процесі їх експлуатації. Для таких експериментальних даних необхідно щоб виконувалися вимоги про достатність об’єму задокументованих даних зміни параметрів РУ, роботи обладнання і дій оперативного персоналу.

Процес валідації розрахункового коду RELAP5/Mod3.2 складається з окремих етапів, «стандартних проблем» [218, 231], які покликані дати об'єктивну оцінку можливостей коду моделювати різні перехідні процеси в РУ з ВВЕР, в тому числі окреслити межі його застосовності.

В рамках валідації розрахункового коду RELAP5/Mod3.2 була реалізована стандартна проблема для енергоблоку PAEC-1. В якості перехідного процесу для дослідження розглянута аварія з течею з першого контуру в другий в результаті відриву кришок колекторів ПГ, що відбулася в початковий період експлуатації енергоблоку в січні 1982 р. Під час перехідного процесу в роботі знаходилися системи і технологічне обладнання нормальної експлуатації РУ і системи безпеки.

Для розглянутого перехідного процесу була задокументована інформація, що містить хронологічну послідовність подій по роботі обладнання і систем енергоблоку, діям оперативного персоналу, а також дані вимірювань основних параметрів енергоблоку, реєстрація яких була виконана в ході аварії за допомогою самописців у вигляді безперервних записів на координатному папері. На підставі аналізу наявних даних по виміряним параметрам і роботі обладнання було прийнято рішення про придатність та адекватності перехідного режиму роботи енергоблоку PAEC-1 для виконання валідації розрахункового коду RELAP5/Mod3.2 стосовно реакторів типу ВВЕР. В результаті був розроблений перелік вимірюваних параметрів і інших даних, необхідних для визначення стандартної проблеми.

На підставі аналізу перехідного процесу, виконаного в рамках об'єднаного проекту USINSC/RINSC [218], було визначено перелік важливих для безпеки роботи РУ фізичних явищ (табл. 5.1), що складають основу для аналізу можливостей застосування розрахункового коду RELAP5 для моделювання теплогідравлічних процесів в РУ з ВВЕР.

Для визначення стандартної проблеми були відібрані наступні параметри з числа вимірюваних на енергоблоці під час аварії (всього 37 параметрів): нейтронний потік; тиск в першому контурі, ПГ і головному паровому колекторі (ГПК); перепад тиску на реакторі; натиск ГЦН; рівні в КТ і ПГ; середня температура теплоносія в першому

контурі; температура теплоносія в «холодних» і «гарячих» нитках головних циркуляційних трубопроводів (ГЦТ); температура корпусу КТ.

5.1.1. Опис аварії

Енергоблок № 1 РАЕС проектної електричної потужності 440 МВт з РУ ВВЕР-440 введено в дію 22 грудня 1980 р і протягом першої і початку другої паливних кампаній працював на різних рівнях потужності, згідно з регламентом, аж до максимально дозволеної – 90 % $N_{ном}$.

Таблиця 5.1.

Фізичні процеси для валідації розрахункового коду RELAP5/Mod3.2

Назва	№ відповідно USINSC/RINSC
Природна циркуляція теплоносія при двофазному стані теплоносія в реакторі і петлях	21
Теплопередача в ПГ	35, 36
Термогідравліка другого контуру ПГ	51
Загальносистемні ефекти	19
Перемішування і конденсація при подачі води з системи аварійного охолодження зони (САОЗ)	3
Рівень пароводяної суміші в ПГ	26

На момент початку аварії (січень 1982 р) блок знаходився в процесі підйому потужності до номінальної з регламентною швидкістю 2 % в хвилину після падіння *ОР СУЗ*. В роботі було задіяне все основне обладнання та системи нормальної експлуатації, системи безпеки перебували в стані готовності згідно з проектом. При рівні потужності 82 % $N_{ном}$ відбулося розущільнення кришок «гарячих» колекторів ПГ № 3, 5, а потім і ПГ № 1, 4 з подальшим інтенсивним надходженням теплоносія першого контуру в другий (в корпус ПГ). Подальшими діями персоналу було забезпечено охолодження активної зони в водо-водяному режимі через ПГ непошкоджених циркуляційних петель і переведення реактора в «холодний» стан.

Початок аварії було ідентифіковано по різкому зниженню тиску і рівня теплоносія в КТ. Реактор був зупинений дією аварійного захисту по зниженню тиску в першому контурі до 95 кгс/см^2, і тиск при цьому продовжував знижуватися. За сигналами аварійних захистів автоматично були включені в роботу активні систем безпеки, а при зниженні тиску першого контуру нижче 60 кгс/см^2 спрацювали гідроємності (ГЄ) пасивного вприскування борованої води. Персоналом було здійснено почергове відключення турбін і організовано підживлення першого контуру насосами борного підживлення. Через 3 хв після початку аварії тиск першого контуру стабілізувався на рівні 40 кгс/см^2, температура теплоносія першого контуру знизилася на 50 ºС.

На 13-й хвилині персонал зупинив ГЦН і закрив запірні засувки на циркуляційній петлі № 5. При цьому тиск теплоносія в першому контурі залишався на рівні тиску другого контуру (40 кгс/см^2), що свідчило про нещільність запірних засувок. На 30-й хвилині був відзначений ріст рівня котлової води в ПГ № 3, після чого був зупинений ГЦН-3 і закриті запірні засувки на третій циркуляційній петлі.

Після відключення двох циркуляційних петель тиск в першому контурі досяг 105 кгс/см^2, а далі різко знизився до 40 кгс/см^2 через течу «гарячого» колектора ПГ-1. Персоналом був відключений ГЦН і закриті запірні засувки на петлі № 1, однак тиск в першому контурі і тиск в ПГ № 1, 3, 5 змінювався в подальшому однаково, що свідчило про значні нещільності запірних засувок. На 50-й хвилині був відключений ГЦН і закриті запірні засувки на петлі № 4. Перед цим почалася періодична робота запобіжних клапанів (ЗК) ПГ – спочатку ПГ-1, а далі ПГ № 3, 4, 5.

На 65-й хвилині відключилися з невстановленої причини ГЦН № 2, 6 (на непошкоджених петлях). Охолодження реактора протягом наступних 27 хв відбувалося за рахунок природної циркуляції теплоносія першого контуру при триваючій подачі борованої води насосами САОЗ ВТ (високого тиску). Потім були по черзі включені ГЦН-6 і ГЦН-2 і

здійснено переведення енергоблоку на режим розхолоджування за штатною схемою через ПГ № 2, 6.

Подальші дії персоналу були спрямовані на забезпечення охолодження РУ в водо-водяному режимі і переведення реактора в «холодний» стан. Проведене згодом розслідування підтвердило факти розущільнення колекторів ПГ № 1, 3, 4, 5, викликане розривом кріпильних шпильок кришок колекторів.

5.1.2. Опис моделі

Для моделювання розглянутого перехідного процесу була розроблена теплогідравлічна модель енергоблоку РАЕС-1 для розрахункового коду RELAP5/Mod3.2 шляхом адаптації розрахункової моделі, розробленої для цілей ймовірнісної оцінки безпеки енергоблоку [187]. Розробка моделі виконана відповідно до керівництв коду RELAP5 [257, 258]. До складу розрахункової моделі увійшло все основне обладнання і системи першого і другого контурів, а також системи безпеки, які були задіяні при аварії.

Нодалізаційна схема РУ включає наступні елементи основного обладнання РУ:

- реактор з внутрішньокорпусними пристроями;
- шість циркуляційних петель ГЦК з ГЦН і ПГ;
- КТ з з'єднувальним трубопроводом, трубопроводом упорскування і запобіжними клапанами;
- система паропроводів другого контуру з запірно-відсічними, пароскидними і запобіжними клапанами, ГПК і турбіною;
- система трубопроводів основної, аварійної та додаткової аварійної живильної води ПГ з відповідною запірно-регулюючою арматурою і насосами;
- системи безпеки: САОЗ ВТ, САОЗ НТ (низького тиску), ГЄ.

Для моделювання поведінки РУ в процесі аварії в моделі реалізована логіка роботи основних регуляторів першого і другого контурів, а також логіка спрацьовування захистів і блокувань, а саме:

- логіка роботи СУЗ реактора, включаючи аварійний захист, пристрій розвантаження та обмеження потужності, автоматичний регулятор потужності;
- автоматика ступеневого навантаження дизель-генераторів;
- система аварійного охолодження активної зони;
- регулятор тиску першого контуру, що включає управління електронагрівачами і клапанами уприскування КТ;
- регулятори системи продувки-підживлення;
- логіка роботи систем основної, аварійної та додаткової аварійної живильної води ПГ, що включає управління насосами і регуляторами живильної води ПГ – основними, пусковими і регуляторами підживлення ПГ в аварійних режимах;
- логіка функціонування запірно-відсічних, пароскидних і запобіжних клапанів другого контуру;
- регулятор тиску пари в ГПК;
- логіка роботи стопорних клапанів турбін.

Загальна кількість розрахункових об’ємів (РО) нодалізаційної схеми моделі РУ становить 750 елементів. З них реактор представлений 88 РО, циркуляційні петлі (включаючи перший контур ПГ) – 288, КТ з з'єднувальним трубопроводом і трубопроводами вприскування – 40, другий контур ПГ – 60, паропроводи з ГПК – 149, активні і пасивні системи безпеки і система підживлення-продувки першого контуру – 51, системи основної, аварійної та додаткової аварійної живильної води ПГ – 174 РО.

5.1.3. Опис результатів моделювання

В даному аналізі в якості нульової точки відліку часу аварії прийнято момент початку течі з першого контуру в другий в результаті

відриву кришки «гарячого» колектора ПГ-5. Розрахунковий аналіз протікання перехідного процесу виконано на інтервалі часу 93 хв (5580 с), включаючи 26 хв з природною циркуляцією теплоносія в першому контурі РУ.

Порівняльна хронологія подій, зареєстрованих на АЕС під час аварії і змодельованих за допомогою розрахункової моделі, представлена в табл. 5.2. Зазначена нумерація циркуляційних петель моделі відповідає нумерації, прийнятій для енергоблоку РАЕС-1.

Таблиця 5.2.

Хронологія подій

Час, с	Опис подій	
	Дані АЕС	Дані моделі
0,0	Початок течі з першого контуру в другий через ПГ-5	Початок течі з першого контуру в другий через "гарячий" колектор ПГ-5
12	Зупинка реактора по сигналу АЗ-1: тиск першого контуру менше 95 кгс/см^2	Зупинка реактора по сигналу АЗ-1: тиск першого контуру менше 95 кгс/см^2
30	Введення в дію трьох каналів САОЗ ВТ (автоматично по сигналу аварійних захистів) Зупинка турбіни № 2 (дії оператора)	Введення в дію трьох каналів САОЗ ВД (автоматично по сигналу аварійних захистів) Зупинка турбіни № 2 (змодельовані дії оператора)
50	Зупинка турбіни № 1 (дії оператора)	Зупинка турбіни № 1 (змодельовані дії оператора)
56		Початок роботи ГЄ № 1, 2, 3 (при зниженні тиску в першому контурі менше 60 кгс / см^2)
60	Початок роботи ГЄ № 1, 2, 3 (при зниженні тиску в першому контурі менш 60 кгс/см^2)	
180	Припинення подачі води в перший контур від ГЄ № 1, 2, 3 (тиск в 1-му контурі встановився на рівні ~ 40 кгс/см^2). Об’єм поданої води 30 м^3	

Час, с	Опис подій	
	Дані АЕС	Дані моделі
200		Припинення подачі води в перший контур від ГЄ № 1, 2, 3 (тиск в першому контурі встановилося на рівні 40 кгс/см^2). Обсяг поданої води 27 м^3
360	Введення в дію насоса борного підживлення 1-го контуру витратою 50 м^3/год (дії оператора)	Введення в дію насоса борного підживлення 1-го контуру витратою 50 м^3/год (змодельовані дії оператора)
780	Відключення ГЦН-5 і закривання головної запірної засувки (ГЗЗ) на петлі № 5 (дії оператора)	Відключення ГЦН-5 і закривання ГЗЗ на петлі № 5 (змодельовані дії оператора)
900	Підключення ГЄ-4 (дії оператора)	Підключення ГЄ-4 (змодельовані дії оператора)
1800	Відключення ГЦН-3 і закриття ГЗЗ на петлі № 3 (дії оператора)	Відключення ГЦН-3 і закриття ГЗЗ на петлі № 3 (змодельовані дії оператора)
2340	Початок течі з першого контуру в другий в ПГ-1 (за оцінкою оператора)	Початок течі з першого контуру в другий в ПГ-1 (змодельовані дії оператора)
2400	Відключення ГЦН-1 і закриття ГЗЗ на петлі № 1 (дії оператора)	Відключення ГЦН № 1 і закриття ГЗЗ на петлі № 1 (змодельовані дії оператора)
2700	Початок роботи ЗК ПГ-1 (при підвищенні тиску в ПГ більше 56,7 кгс/см^2)	Початок роботи ЗК ПГ-1 (при підвищенні тиску в ПГ більше 56,7 кгс/см^2)
2750		Початок течі з першого контуру в другий в ПГ-4 (змодельована подія, на основі аналізу документальних даних АЕС)
3000	Відключення ГЦН № 4 і закриття ГЗЗ на петлі № 4 (дії оператора)	Відключення ГЦН № 4 і закриття ГЗЗ на петлі № 4 (модельовані дії оператора)
3500		Закриття всіх ШЗВК (змодельована подія, на основі аналізу документальних даних АЕС)
3540 - 4200	Початок роботи ЗК ПГ № 3, 4, 5 (при підвищенні тиску в ПГ більш 56,7 кгс/см^2)	Початок роботи ЗК ПГ № 3, 4, 5 (при підвищенні тиску в ПГ більш 56,7 кгс/см^2)
3900	Відключення ГЦН № 2 (з невстановленої причини)	Відключення ГЦН № 2 (змодельована подія)

Час, с	Опис подій	
	Дані АЕС	Дані моделі
4400		Відключення всіх каналів САОЗ ВД (змодельована подія, на основі аналізу документальних даних АЕС)
5500		Закінчення розрахунку

Початковий період досліджуваного перехідного процесу характеризується швидким зниженням тиску в першому контурі. Приблизно через 200 с тиск першого контуру зрівнявся з тиском в ПГ з течею. Збіг зареєстрованого на АЕС і розрахункового часу формування сигналу АЗ реактора свідчить про коректне моделювання параметрів течі з першого контуру в другий.

Втрати теплоносія першого контуру в ПГ компенсувалися подачею борованої води з ГЄ, від САОЗ ВТ і насосів борного підживлення першого контуру. Порівняння розрахункових даних з даними АЕС (Табл. 5.2 і Рис. 5.1 - 5.6) показує деякі відмінності в часі початку і перебігу окремих подій, які пояснюються, з одного боку, наявними неточностями при документуванні подій в ході перехідного процесу і, з іншого боку, невизначеністю характеристик течі колекторів ПГ.

Для підсумкової оцінки результатів аналізу були виконані оцінки збігу по окремим визначальним параметрам РУ (табл.5. 3). Оцінки відповідності результатів встановлено за 4-х рівневою шкалою, що зазвичай використовується при валідації розрахункового коду RELAP5: «відмінно», «прийнятно», «мінімально», «недостатньо».

Як випливає з даних табл. 5.3, порівняльний аналіз показав прийнятний збіг розрахункових результатів, отриманих за допомогою моделі для коду RELAP5/Mod3.2, з документальними даними перехідного процесу на АЕС, отриманими за допомогою штатних засобів вимірювання і реєстрації експлуатаційних параметрів енергоблоку.

Таблиця 5.3

Висновки про збіг результатів

Параметр	оцінка
Тиск 1-го контуру	прийнятно
Температура теплоносія 1-го контуру	мінімально
Рівень в КТ	прийнятно
Напір ГЦН	прийнятно
Температура корпусу КТ	прийнятно
Тиск в ПГ	прийнятно
Рівень котлової води в ПГ	мінімально

За результатами виконаного аналізу був прийнятий загальний висновок про можливість використання розрахункового коду RELAP5/MOD3.2 для моделювання перехідних процесів, пов'язаних з течами з першого контуру в другий в РУ з ВВЕР-440/213.

5.2. Аналіз аварії з течею з першого контуру в другий для РУ з ВВЕР–440 при валідації розрахункового коду RELAP5

Для включення аварійного процесу з течею з першого контуру в другий для РУ з ВВЕР-440 в перелік стандартних проблем розрахункового коду RELAP5/Mod3.2 було додатково реалізовано розрахункове дослідження аварії на енергоблоці РАЕС-1 за участю фахівців України і Болгарії (INRNE) при технічному керівництві фахівців США в рамках тристороннього міжнародного співробітництва.

Міжнародне співробітництво відіграє важливу роль в розробці спеціальних розрахункових програм і їх впровадженні в практику використання для цілей оцінки безпеки. В рамках такої співпраці відкриваються широкі можливості залучення в процес валідації розрахункових кодів провідних фахівців різних країн, отримання великого об’єму експериментальних даних для валідації і, як наслідок, підвищення об'єктивності отриманих оцінок. Завдяки міжнародній

співпраці реалізується можливість використовувати для валідації дані, отримані в різних країнах як на експериментальних стендах, так і на діючих енергоблоках в процесі їх експлуатації.

Практична доцільність такого співробітництва обумовлена:

- з одного боку, тим, що відкривається доступ до даних, отриманих на експериментальних стендах для моделювання фізичних процесів в РУ, кількість яких у світі обмежена;

- з іншого боку, є можливість виконання аналізу порушень, що мали місце на діючих АЕС, і відбору підходящих перехідних процесів для валідації.

Крім того, участь в процесі валідації дозволяє фахівцям різних країн набути практичних навичок використання розрахункового коду, а також отримати власні оцінки можливостей даного коду з моделювання процесів в РУ.

Метою робіт по валідації є обґрунтування можливості використання розрахункового коду RELAP5 для аналізу перехідних і аварійних процесів в ВВЕР. Особлива увага приділяється питанням включення в перелік стандартних проблем перехідних і аварійних режимів роботи які мали місце на діючих АЕС. Такі роботи виконуються в багатьох наукових центрах [32, 218, 226, 231] і був організований доступ до отриманої інформації.

Яскравим прикладом використання міжнародного співробітництва при валідації розрахункового коду є програма валідації розрахункового коду RELAP5. З цією метою були реалізовані проекти з оцінки можливості застосування розробленого розрахункового коду для аналізу теплогідравлічних процесів в РУ з ВВЕР. Учасниками-виконавцями таких проектів стали країни пострадянського простору та Європи, на територіях яких експлуатувалися енергоблоки АЕС з ВВЕР.

Загальний об’єм робіт з даної стандартної проблеми, в рамках тристороннього міжнародного співробітництва, включав три етапи:

- перший – збір інформації про аварію і розробка бази даних для стандартної проблеми;
- другий – розробка моделі та базового набору вхідних даних для комп'ютерного коду RELAP5/Mod3.2;
- третій – розробка наборів вхідних даних для моделювання перехідних режимів РУ в процесі аварії і виконання розрахункового аналізу.

Роботи по першим двом етапам виконані українською стороною. Третій етап виконувався паралельно і незалежно українськими і болгарськими фахівцями [32, 226]. При виконанні робіт по третьому етапу були організовані взаємні перевірки та обговорення отриманих результатів, а також розроблено спільний підсумковий звіт, що містить загальні результати валідації коду RELAP5/Mod3.2 в рамках реалізованої стандартної проблеми. Короткий виклад результатів валідації представлено нижче.

Основу для визначення стандартної проблеми склала задокументована в рамках першого етапу інформація про аварію, яка містить хронологічну послідовність подій по роботі обладнання і систем енергоблоку, діям оперативного персоналу, а також дані вимірювань основних параметрів енергоблоку, реєстрація яких була виконана в ході аварії.

В якості основи для аналізу застосовності розрахункового коду RELAP5 для моделювання теплогідравлічних процесів в РУ з ВВЕР було сформовано перелік важливих для безпеки роботи РУ фізичних явищ, що з одного боку, мали місце в досліджуваному перехідному процесі і, з іншого боку, позначені як характерні для реакторів ВВЕР в рамках об'єднаного проекту USINSC/RINSC [218, 231]:

- природна циркуляція теплоносія при двофазному потоці в реакторі і петлях;
- теплопередача в ПГ;
- теплогідравліка другого контуру ПГ;

- загальносистемні ефекти;
- перемішування і конденсація при подачі води з САОЗ;
- рівень в КТ і ПГ.

Для визначення стандартної проблеми були відібрані 37 параметрів, виміряних на енергоблоці під час аварії, в тому числі: тиск в першому контурі, тиск в ПГ, перепад тиску на реакторі, рівні в КО і ПГ, температура теплоносія в першому контурі і інші.

Опис досліджуваного перехідного процесу представлено в п.5.1.

Для моделювання розглянутого перехідного процесу була використана базова шестипетльова теплогідравлічна модель енергоблоку РАЕС-1 для розрахункового коду RELAP5/Mod3.2, розроблена відповідно до керівництв коду RELAP [257, 258]. До складу базової розрахункової моделі увійшло все основне обладнання і системи першого і другого контурів, а також системи безпеки, які були задіяні при аварії. Загальна кількість розрахункових об’ємів нодалізаційної схеми моделі РУ становить 750 шт.

Для моделювання аварійного процесу сторонами-учасниками були розроблені індивідуальні набори вхідних даних. Основні модельні відмінності пов'язані з невизначеністю ряду параметрів обладнання РУ в процесі аварії, основними з яких є параметри течі з першого контуру в другий при відриві кришок колекторів ПГ і протікання запірно-відсічних арматур на трубопроводах першого і другого контурів. Значення таких параметрів визначалося сторонами-учасниками на підставі індивідуальних інженерних оцінок і попередніх розрахункових аналізів чутливості. Крім того, сторони-учасники використовували різні підходи до налаштування вихідного стану використовуваних розрахункових моделей. Українською стороною було виконано моделювання передісторії аварії, пов'язане з процесом регулювання потужності РУ, що передує початку аварійного процесу. Болгарська сторона використовувала в якості початкового стану стаціонарний режим роботи

РУ на потужності 82 % $N_{ном}$. Вихідні значення основних параметрів РУ в обох випадках відповідали наявним результатам вимірювань на енергоблоці на момент початку аварії. Подальше порівняння результатів розрахунків показало відсутність значимої чутливості до способу досягнення вихідного стану, що задається в якості початкових умов перехідного процесу.

Початок аварії було ідентифіковано персоналом енергоблоку по різкому зниженню тиску в першому контурі і рівня теплоносія в КТ. Для зручності порівняння отриманих результатів в розрахункових аналізах, виконаних українською та болгарською сторонами, в якості початку перехідного процесу було прийнято появу течі з першого контуру в другий. Розрахункові аналізи протікання перехідного процесу виконані на інтервалі часу 93 хв, включаючи 26 хв з природною циркуляцією теплоносія в першому контурі РУ.

Порівняльна хронологія подій, зареєстрованих на АЕС під час аварії і змодельованих в розрахунках учасниками, представлена в табл. 5.4.

Для візуальної оцінки отриманих результатів розрахункових аналізів на Рис. 5.1 - 5.8 показані графіки зміни в часі ряду параметрів РУ. Результати розрахунків показали хороший збіг з даними вимірів на початковому етапі досліджуваного перехідного процесу, що характеризується швидким зниженням тиску в першому контурі (Рис. 5.1). Однаковий час формування сигналу АЗ реактора (АЗ-1) в розрахунках і за даними АЕС є підтвердженням коректного моделювання течі з першого контуру в другий (Табл. 5.4). Приблизно через 200 с перехідного процесу тиск першого контуру зрівнявся з тиском другого у всіх розглянутих випадках.

Під час обговорення результатів валідації було встановлено, що основні відмінності в результатах розрахунку обумовлені, в основному, різними інженерними підходами при моделюванні аварійного процесу.

Розрахунковий сценарій української сторони побудовано, головним чином, на описі хронології протікання аварії за даними АЕС. Болгарські фахівці розробили розрахунковий сценарій переважно на підставі задокументованих даних вимірювань основних параметрів РУ. Тому час виконання окремих дій оперативного персоналу у них моделювався з деякими відхиленнями (затримками) в порівнянні з даними АЕС. У той же час такий підхід в деяких випадках показав кращий збіг з результатами вимірів. Наприклад, зміна тиску першого контуру, отримана болгарською стороною в інтервалі часу 2000-3000 с перехідного процесу показує найкращий збіг з даними АЕС, ніж аналогічні українські результати (Рис. 5.1). У той же час такі затримки призвели до завищених пікових значень тиску в реакторі.

Таблиця 5.4.

Хронологія подій

Опис подій	Час, г:хв:с		
	Дані АЕС	Данні розрахунку	
		Україна	Болгарія
Початок течі з першого контуру в другий в ПГ-5	0:00:00	0:00:00	0:00:00
Зупинка реактора по сигналу АЗ-1 «Тиск першого контуру менше 95кгс/см^2»	0:00:12	0:00:12	0:00:12
Введення в дію трьох каналів САОЗ ВТ (автоматично по сигналу АЗ) Зупинка турбіни № 2 (дії оператора)	0:00:30	0:00:30	0:00:30
Зупинка турбіни № 1 (дії оператора)	0:00:50	0:00:50	0:00:50
Початок роботи ГЄ-1, 2, 3 (при зниженні тиску в першому контурі менш 60 кгс/см^2)	0:01:00	0:00:56	0:01:00
Припинення подачі води в перший контур від ГЄ-1, 2, 3 (тиск в першому контурі встановився на рівні близько 40 кгс/см^2)	0:03:00	0:03:20	0:04:20
Введення в дію насоса борного підживлення першого контуру витратою 50 м^3/год (дії оператора)	0:06:00	0:06:00	0:06:00
Відключення ГЦН-5 і закриття ГЗЗ на петлі № 5 (дії оператора)	0:13:00	0:13:00	0:13:00
Підключення ГЄ-4 (дії оператора)	0:15:00	0:15:00	0:15:00
Початок течі з першого контуру в другий в ПГ-3 (змодельована подія, на підставі аналізу	Дані відсутні	0:24:20	0:24:20

Опис подій	Час, г:хв:с		
	Дані АЕС	Данні розрахунку	
		Україна	Болгарія
документальних даних АЕС)			
Відключення ГЦН-3 та закриття ГЗЗ на петлі № 3 (дії оператора)	0:30:00	0:30:00	0:30:50
Початок течі з першого контуру в другий в ПГ-1	0:39:00	0:39:00	0:40:00
Відключення ГЦН-1 і закриття ГЗЗ на петлі № 1 (дії оператора)	0:40:00	0:40:00	0:40:50
Закриття ШЗВК-1 (змодельована подія, на підставі аналізу документальних даних АЕС)	Дані відсутні	0:44:10	0:44:10
Початок роботи ПК ПГ-1 (при підвищенні тиску в ПГ більш 56,7 кгс/см^2)	0:45:00	0:45:00	0:45:00
Закриття ШЗВК-5, початок течі з першого контуру в другий в ПГ-4 (змодельована подія, на підставі аналізу документальних даних АЕС)	Дані відсутні	0:45:50	0:45:50
Відключення ГЦН-4 і закриття ГЗЗ на петлі № 4 (дії оператора)	0:50:00	0:50:00	0:50:00
Закриття всіх ШЗВК (змодельована подія, на підставі аналізу документальних даних АЕС)	Дані відсутні	0:58:20	0:56:40
Початок роботи ЗК ПГ-3, 4, 5 (при підвищенні тиску в ПГ більш.. 56,7 кгс/см^2)	0:59:00-1:10:00	0:59:10-1:03:20	0:45:00-1:06:00
Відключення ГЦН-2 (з невстановленої причини)	1:05:00	1:05:00	1:05:00
Відключення всіх каналів САОЗ ВТ (змодельована подія, на підставі аналізу документальних даних АЕС)	Дані відсутні	1:13:20	1:16:40
Закінчення розрахунку	1:32:00	1:32:00	1:32:00

З аналізу даних АЕС виходить, що після кожного випадку виконання дій оперативним персоналом, спрямованих на ізоляцію течі з першого контуру в другий, починається підвищення тиску в першому контурі, обумовлене спільною роботою системи підживлення першого контуру і САОЗ ВТ. Робота даних систем обумовлює також і відповідне зростання рівня в КТ. Така поведінка тиску в першому контурі і рівня в КТ спостерігається у всіх відповідних випадках ізоляції течі, за винятком першого, коли рівень в КТ підвищувався при практично незмінному тиску. Виконані болгарською стороною аналізи чутливості для першого випадку ізоляції течі показали, що така поведінка тиску (Рис. 5.1, дані вимірювань АЕС, часовий інтервал 900–1500 с) можлива тільки при

відкритті пароскидних пристроїв КТ, що, однак, не підтверджується документальним описом аварії.

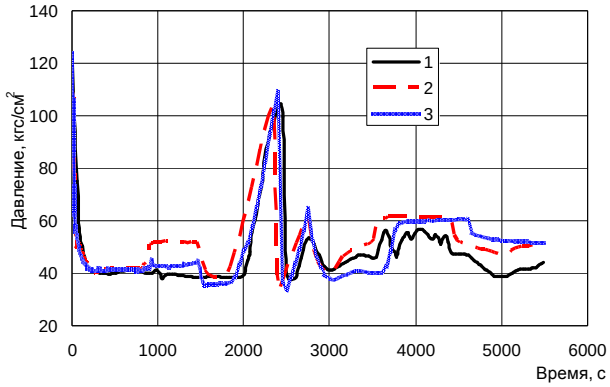


Рис. 5.1. Тиск теплоносія на виході з реактора: 1 – вимір; 2 – розрахунок (Україна); 3 – розрахунок (Болгарія).

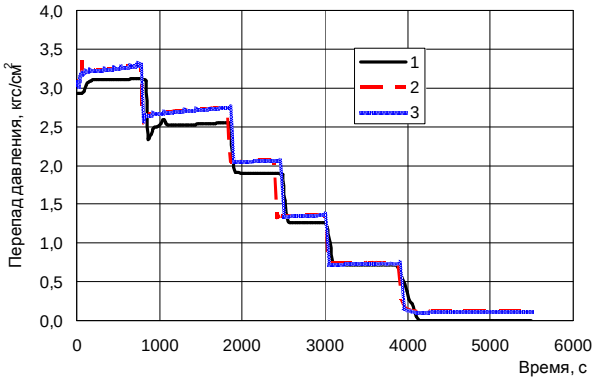


Рис. 5.2. Перепад тиску на реакторі: 1 – вимір; 2 – розрахунок (Україна); 3 – розрахунок (Болгарія).

Розрахункові результати української та болгарської сторін показують гарний збіг перепаду тиску на реакторі (Рис. 5.2) і прийнятний збіг поведінки тиску в ПГ (Рис. 5.3, 5.4). Деякі відмінності в перепаді тиску на реакторі на часових інтервалах 1800–1850 с і 2400–2450 с викликані відмінностями в змодельованих сценаріях в частині часу відключення ГЦН.

Загальна поведінка температури теплоносія показує задовільний збіг (Рис. 5.5, 5.6). На розрахункових кривих зміни температури, отриманих обома сторонами, присутні всі ділянки зі зниженням, піковими значеннями, стабілізацією і підвищенням. Наявні деякі відмінності пов'язані, як і в попередніх випадках, з відмінностями в моделюванні сценаріїв.

Відмінності в результатах моделювання сторін проекту, в частині поводження тиску першого контуру на часовому інтервалі 1500–800 с, а також поведінка тиску і рівня в КТ після 3000 с обумовлені відмінностями в моделюванні перехідного процесу, що підтвердили результати виконаного аналізу чутливості. Зокрема, більша витрата в течу призводить до більш глибокого зниження тиску в першому контурі,

що відповідно обумовлює більше зростання рівня в КТ внаслідок дедалі більшої продуктивності систем підживлення першого контуру (наприклад, Рис. 5.6, час близько 2300 с, розрахунок INRNE).

Загальні тенденції зміни рівнів в ПГ, в тому числі чутливість до зміни тиску і підвищення за рахунок надходження в другій контур ПГ теплоносія з першого контуру, притаманні розрахунковим і виміряним кривим. Наявні відмінності обумовлені спрощеним моделюванням системи вимірювання рівня в ПГ.

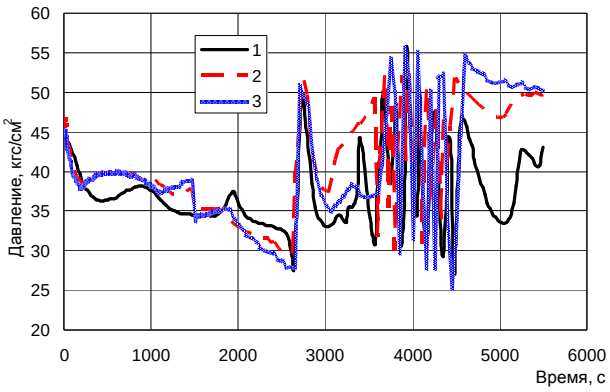


Рис. 5.3. Тиск в паропроводі ПГ-1:
1 – вимір; 2 – розрахунок (Україна);
3 – розрахунок (Болгарія).

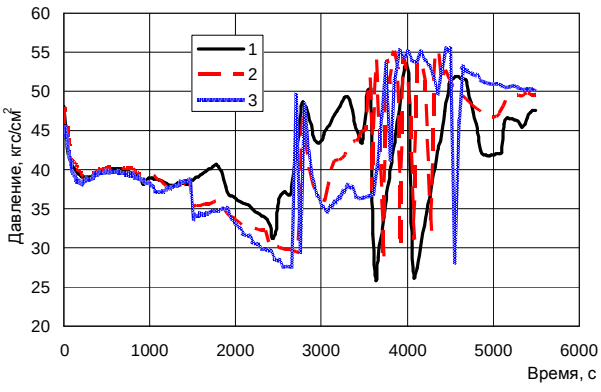


Рис. 5.4. Тиск в паропроводі ПГ-5:
1 – вимір; 2 – розрахунок (Україна);
3 – розрахунок (Болгарія).

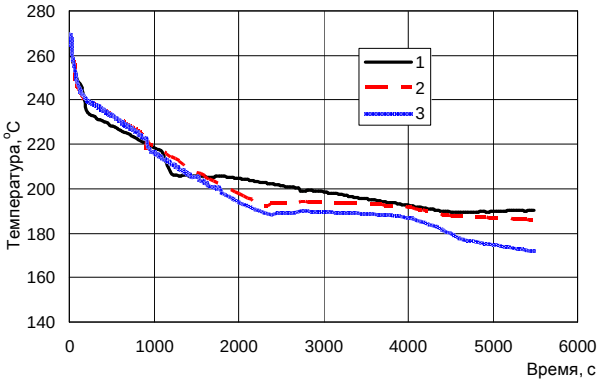


Рис. 5.5. Температура теплоносія в «холодній нитці» першої петлі:
1 – вимір; 2 – розрахунок (Україна);
3 – розрахунок (Болгарія)

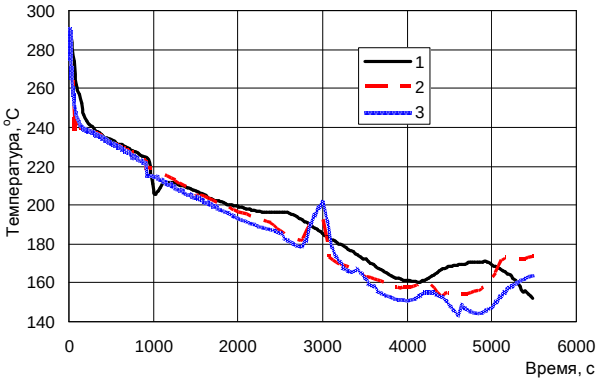


Рис. 5.6. Температура теплоносія в «гарячій нитці» першої петлі:
1 – вимір; 2 – розрахунок (Україна);
3 – розрахунок (Болгарія)

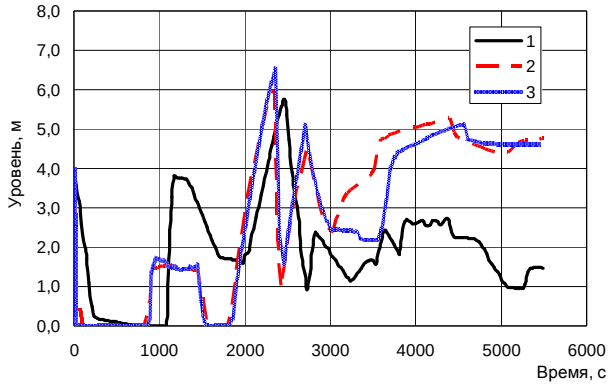


Рис. 5.7. Рівень в КТ:
1 – вимір; 2 – розрахунок (Україна);
3 – розрахунок (Болгарія).

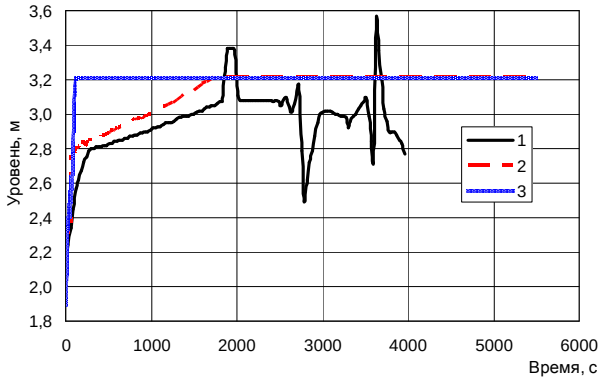


Рис. 5.8. Рівень котлової води в ПГ-5:
1 – вимір; 2 – розрахунок (Україна);
3 – розрахунок (Болгарія).

Представлене на Рис. 5.8 (крива 1) значення рівня котлової води в ПГ вимірюється за допомогою встановлених на кожному ПГ рівнемірів з базою 4 м, так званих однокамерних зрівняльних посудин (ПЗО). Принцип дії ПЗО ґрунтується на порівнянні рівня води в ПГ з рівнем в ПЗО, який підтримується постійним за рахунок конденсату, що утворюється при конденсації пари, що надходить з ПГ в верхню частину ПЗО по імпульсній лінії [174]. При реалізації даного «непрямого» вимірювання рівня в ПГ базовою фізичною величиною є перепад тиску ΔP на рівнемірі. Застосований в базовій моделі енергоблоку РАЕС-1 метод «вимірювання» рівня полягає в симуляції так званої «аналітичної» моделі рівнеміра. Основна ідея підходу полягає в тому, що в якості величини перепаду тиску на рівнемірі ΔP використовується вертикальний перепад тиску на ПГ.

Порівняльний аналіз поведінки виміряної і розрахункової («аналітична» модель рівнеміра) кривих (Рис. 5.8, криві 1, 3), що демонструють величину рівня в аварійному ПГ-5, показав різну динаміку зростання рівня. У поведінці виміряної кривої (крива 1) спостерігається динамічне зростання до рівня 2,8 м з подальшим уповільненням, досягаючи максимуму через 1850 с. Для розрахункової кривої (крива 3) характерно інтенсивне підвищення рівня аж до повного заповнення ПГ приблизно на 110 с розрахунку. Аналіз причин виявленої невідповідності

показав, що воно обумовлено використанням згаданої вище «аналітичної» моделі рівнеміра, яка виявилася не цілком адекватною при моделюванні динамічних перехідних режимів в ПГ.

В якості альтернативної моделі українською стороною розроблена «гідравлічна» модель рівнеміра. Суть запропонованого підходу полягає в безпосередньому моделюванні системи вимірювання рівня, включаючи ПЗО, з урахуванням теплообміну з зовнішнім середовищем гермооболонки. При реалізації такого підходу в якості визначального параметра ΔР використовується перепад тиску на моделі.

Результати розрахунків аварійного процесу з використанням розробленої «гідравлічної» моделі рівнеміра показали задовільний збіг поведінки рівнів води котлової води в ПГ. Наприклад, характер поведінки розрахункової кривої зміни рівня в ПГ-5 (Рис. 5.8, крива 2) практично повторює поведінку виміряної кривої (крива 1).

Слід зазначити, що оскільки обидві сторони для моделювання аварії використовували єдину базову шестипетльову модель енергоблоку ВВЕР-440, то, як зазначалося вище, основні відмінності в отриманих результатах обумовлені відмінностями інженерних підходів до моделювання, головним чином, в частині інтерпретації станційних даних про аварію та вибору граничних умов при формуванні розрахункових сценаріїв. Зокрема, настройка витрати в течу з першого контуру в другий на різних ПГ здійснювалася українською стороною за рахунок варіювання еквівалентного діаметра течі, а фахівці INRNE виконали таку настройку за рахунок зміни коефіцієнтів гідравлічного опору в моделі течі. Також сторонами були використані різні значення «протікання» запірної арматури на паропроводах і головному циркуляційному трубопроводі (при «закритому» положенні арматури). Значення вказаних параметрів були обрані дослідниками на підставі інженерних оцінок і попереднього розрахункового аналізу чутливості.

В цілому, беручи до уваги відмінності в моделюванні, було визнано прийнятну взаємну відповідність результатів, отриманих українською та болгарською сторонами. Якісно та кількісно поведінку параметрів РУ коректно описує перебіг змодельованого перехідного процесу. Всі взаємні відхилення в результатах можна пояснити і логічно випливають з особливостей моделювання. Так, відмінності в витратних характеристиках течі зумовили відмінності в тиску першого контуру і рівні в КТ, відмінності в протіканні головних запірних засувок ГЦК призвели до відмінностей в поведінці температури теплоносія в циркуляційних петлях першого контуру, а відмінності в протіканні відсічних арматур на паропроводах стали причиною відмінностей в поведінці тиску другого контуру і рівнів в ПГ.

Для підсумкової оцінки результатів аналізу були виконані оцінки збігу по окремим визначальним параметрам РУ (табл. 5.5). Оцінки відповідності результатів встановлено за 4-х рівневою шкалою, що зазвичай використовуються при валідації розрахункового коду RELAP5: «відмінно», «прийнятно», «мінімально», «недостатньо».

Таблиця 5.5.

Оцінки збігу результатів

Параметр	Розрахунок (Україна)/АЭС	Розрахунок (Болгарія)/АЭС	Розрахунок (Україна)/ Розрахунок (Болгарія)
Тиск 1-го контуру	прийнятно	прийнятно	прийнятно
Температура теплоносія 1-го к	мінімально	прийнятно	прийнятно
Рівень в КТ	прийнятно	прийнятно	прийнятно
Перепад тиску на реакторі	прийнятно	прийнятно	відмінно
Перепад тиску на ГЦН	прийнятно	прийнятно	відмінно
Тиск в ПГ	прийнятно	прийнятно	прийнятно
Рівень котлової води в ПГ	мінімально	недостатньо	прийнятно

Як випливає з даних табл. 5.5, порівняльний аналіз показав прийнятний збіг розрахункових результатів, отриманих за допомогою моделі для коду RELAP5/Mod3.2, з документальними даними перехідних процесів на АЕС, отриманими за допомогою штатних засобів вимірювання і реєстрації експлуатаційних параметрів енергоблоку. За результатами виконаного аналізу було прийнято загальний висновок про можливість використання розрахункового коду RELAP5/Mod3.2 для моделювання перехідних процесів, пов'язаних з течами з першого контуру в другий в РУ з ВВЕР-440/213.

5.3. Аналіз режиму роботи енергоблоку ВВЕР-1000 с природною циркуляцією теплоносія першого контуру

Одним з численних кроків в процесі валідації розрахункового коду RELAP5/Mod3.2 є стандартна проблема для енергоблоку № 6 АЕС «Козлодуй». В якості перехідного процесу для дослідження розглянуто режим роботи енергоблоку на потужності 5 % $N_{ном}$ в режимі встановлення природної циркуляції теплоносія, реалізований на енергоблоці № 6 АЕС «Козлодуй» при виконанні планових випробувань на етапі введення енергоблоку в експлуатацію. Роботи по даній стандартній проблемі, як і за стандартною проблемою РАЕС-1 (п.5.1, 5.2), також виконані фахівцями Болгарії та України при технічному керівництві фахівців США в рамках тристороннього міжнародного співробітництва. Об’єм робіт включав збір інформації про досліджуваний режим роботи і розробку бази даних для стандартної проблеми; розробку моделей і наборів вхідних даних для комп'ютерного коду RELAP5 Mod3.2, виконання розрахункового аналізу перехідного режиму РУ. Розробка моделей і розрахунковий аналіз виконувалися паралельно українською та болгарською сторонами. При виконанні робіт були організовані взаємні перевірки та обговорення отриманих результатів, а також розроблено спільний підсумковий звіт, що містить загальні

результати валідації коду RELAP5/Mod3.2 в рамках реалізованої стандартної проблеми. Нижче представлені основні результати валідації.

Основу для визначення стандартної проблеми склали задокументовані результати випробувань енергоблоку в режимі зниженої потужності при природній циркуляції теплоносія в першому контурі РУ. Експериментальні дані містять дані вимірювань основних параметрів енергоблоку в ході випробувань, а також хронологічну послідовність подій по роботі обладнання, систем енергоблоку і діям оперативного персоналу. Як предмет для аналізу застосовності розрахункового коду RELAP5 для моделювання теплогідравлічних процесів в РУ з ВВЕР було сформовано перелік важливих для безпеки роботи РУ фізичних явищ, з одного боку, які мали місце в досліджуваному перехідному процесі і, з іншого боку, позначених як характерні для реакторів ВВЕР в рамках об'єднаного проекту USINSC/RINSC [218, 237], а саме:

- природна циркуляція теплоносія в реакторі і петлях;
- теплопередача в ПГ;
- термогідравліка другого контуру ПГ;
- загальносистемні ефекти;
- рівень пароводяної суміші в ПГ.

Для валідації відібрано параметри, які характеризують стан енергоблоку протягом перехідного процесу на ВВЕР-1000 під час випробувань: тиск і температура теплоносія в першому контурі, рівні в КТ і ПГ, перепади тиску на ГЦН і ПГ та інші.

Опис досліджуваного перехідного процесу представлено в [237]. Енергоблок № 6 АЕС «Козлодуй» з ВВЕР-1000/В-320 введено в дію в 1991 р. В даний час в складі АЕС «Козлодуй» експлуатуються два енергоблоки ВВЕР-1000/В-320 (енергоблок № 5 експлуатується з 1987 р).

Випробування, результати якого використовуються в даній роботі, були проведені відповідно до програми передпускових випробувань енергоблоку. Основною метою випробувань було підтвердження

можливості відведення від активної зони теплової потужності близько 150 МВт в режимі природної циркуляції теплоносія в першому контурі. Перед початком випробувань енергоблок знаходився в режимі зниженої потужності 5 % $N_{ном}$. Всі системи нормальної експлуатації та системи безпеки енергоблоку перебували в штатному стані. Внаслідок роботи систем нормальної експлуатації протягом випробувань умови для спрацьовування аварійних захистів реактора не виникали. Реєстрація параметрів в ході випробувань здійснювалася штатними засобами керуючої обчислювальної системи і СВРК енергоблоку.

Для моделювання розглянутого перехідного процесу були використані теплогідравлічні моделі енергоблоку ВВЕР-1000/В-320 для розрахункового коду RELAP5/Mod3.2, розроблені відповідно до керівництв коду RELAP5 [257, 258]. До складу розрахункових моделей увійшло все основне обладнання і системи першого і другого контурів, а також системи безпеки. Для моделювання перехідного процесу сторонами-учасниками були розроблені індивідуальні набори вхідних даних. Основні модельні відмінності пов'язані з тим, що в моделі українських фахівців застосована більш детальна нодалізація ПГ (використано п'ять паралельних шарів по висоті ПГ, в «болгарської» моделі – три) і системи живильної води ПГ (враховувалися всі трубопроводи основної, допоміжної і аварійної живильної води).

У моделі болгарських фахівців використана більш детальна нодалізація:

- головного циркуляційного трубопроводу – моделюються всі чотири циркуляційні петлі, в українській моделі – три петлі, дві з чотирьох петель об'єднані в одну еквівалентну;
- реактора– опускна ділянка реактора розділена на чотири паралельних канали з поперечними гідравлічними зв'язками.

Початком перехідного процесу в розрахункових аналізах, виконаних української та болгарською стороною, було прийнято

відключення всіх ГЦН. Розрахунковий аналіз протікання перехідного процесу виконано на інтервалі часу 10 хв, що включає час вибігу ГЦН і перехід до режиму природної циркуляції теплоносія в першому контурі РУ.

Вихідні значення основних параметрів РУ відповідали наявним результатам вимірювань на енергоблоці на момент часу, що безпосередньо передував початку випробувань. У табл. 5.6 представлені параметри вихідного стану, що задавався в якості початкових умов перехідного процесу.

Таблиця 5.6

Параметри вихідного стану енергоблоку перед початком перехідного процесу за даними вимірів і розрахунків

Параметри	Дані АЕС	Розрахунок (Болгарія)	Розрахунок (Україна)
Потужність реактора, МВт	151	151	151
Тиск у 1-му контурі, МПа	15,70	15,5	15,5
Тиск у ГПК, МПа	6,13	6,136	6.14
Напір ГЦН, МПа	0,62	0,62	0,62
Рівень в КТ, м	5,20	5,20	5,20
Температура теплоносія на вході у реактор, К	554	552	552
Температура теплоносія на виході з реактора, К	556,5	554	553,4
Температура пари в КТ, К	617,2	619	617,5
Рівень в ПГ, м	2,45	2,45	2,46
Температура основної живильної води ПГ, К	434,8	434,8	434,8
Витрата підживлення/продувки, $м^3$/ч	30/30	30/30	30/30
Витрата допоміжної живильної води ПГ, $м^3$/г	160/131	145/145	160/131
Тиск в ПГ, МПа	6,13	6,13	6,14
Температура теплоносія на виході з активної зони (ТВЗ № 09-32), К	555,3	553	554

Як випливає з таблиці, значення всіх розрахункових параметрів вихідного стану обох моделей відповідають результатам вимірювань. Відмінності розрахункових значень температур теплоносія на вході і

виході з реактора, від виміряних значень, знаходяться в межах точності засобів вимірювання.

Відповідно до плану випробувань при роботі енергоблоку на потужності 5% $N_{ном}$ були відключені всі ГЦН. Протягом випробувань оперативний персонал, використовуючи робочу групу ОР СУЗ, в «ручному режимі» підтримував задану потужність реактора і, регулюючи витрату продувки першого контуру, підтримував рівень в КТ. Детальна хронологія подій, зареєстрованих на АЕС під час проведення випробувань і змодельованих в розрахункових аналізах, представлена в табл. 5.7.

Таблиця5.7

Хронологія подій

Час, г:хв:с	Опис подій
00:00:00	Відключення всіх ГЦН
00:01:00	Початок зниження витрат насосів допоміжної живильної води ПГ
00:01:30	Початок підйому робочої групи ОР СУЗ
00:02:45	Зниження витрат насосів допоміжної живильної води ПГ
00:03:00	Робоча група ОР СУЗ зупинена на рівні 1,2 м
00:03:30	Зниження витрат насосів допоміжної живильної води ПГ до значень 25/135 $м^3$/г, а потім початок підвищення витрат
00:03:40	Витрати насосів допоміжної живильної води ПГ зросли до значень 75/150 $м^3$/г, а потім починають зниження
00:04:00	Початок збільшення витрати підживлення першого контуру
00:04:45	Витрата підживлення першого контуру досягла 18 $м^3$/г
00:04:50	Витрата продувки першого контуру досягла 80 $м^3$/г
00:05:00	Витрати насосів допоміжної живильної води ПГ знизилися до 25/130 $м^3$/г
00:05:50	Витрата підживлення першого контуру починає знижуватися
00:06:15	Витрата підживлення першого контуру знизилась до нуля, а потім почала підвищуватися. Витрати насосів допоміжної живильної води ПГ почали збільшуватися
00:06:25	Витрата підживлення першого контуру досягла 32 $м^3$/г. Витрата продувки першого контуру знизилась до 18 $м^3$/г і продовжує знижуватися
00:06:30	Витрата продувки першого контуру знизилася до нуля
00:07:00	Витрата підживлення першого контуру почала зменшуватися

Час, г:хв:с	Опис подій
00:07:20	Витрата підживлення першого контуру досягла 18 $м^3$/г
00:08:10	Витрата підживлення першого контуру збільшилася до 20 $м^3$/г
00:08:30	Витрати насосів допоміжної живильної води ПГ зросли до 75/150 $м^3$/г
00:08:35	Витрата підживлення першого контуру дорівнює 20 $м^3$/г
00:09:30	Витрата підживлення першого контуру збільшилася до 30 $м^3$/г
00:09:50	Витрата продувки першого контуру збільшилася до 20 $м^3$/г
00:10:00	Завершення випробувань

Наявність представленої в табл. 5.7 детальної хронології в частині автоматичної роботи забезпечуючих систем енергоблоку і дій персоналу дозволило дослідникам виконати адекватне моделювання даних подій.

Для візуальної оцінки отриманих результатів розрахункових аналізів і порівняння з даними випробувань на Рис. 5.9-5.14 показані криві зміни в часі ряду параметрів РУ. Як випливає з Рис. 5.9, відключення ГЦН на початковому періоді досліджуваного перехідного процесу викликало зростання тиску в першому контурі. Збільшення тиску є наслідком розширення теплоносія через підвищення температури теплоносія в результаті погіршення тепловідведення від першого контуру до другого при переході з примусової циркуляції через активну зону до природної циркуляції після закінчення вільного вибігу ГЦН. Помітне на кривих тиску невелике збурення внаслідок автоматичного відкриття лінії уприскування в КТ на інтервалі часу 100 ÷ 200 с перехідного процесу і яке є неефективним для припинення зростання тиску в контурі після відключення ГЦН виглядає ідентично на всіх трьох кривих, що підтверджує коректність моделювання дослідниками системи упорскування в КТ і адекватність моделей КТ реального фізичного об'єкта. Відмінності розрахункових значень максимального тиску в першому контурі від експериментального становить близько 0,2 МПа і обумовлено наявною невизначеністю в регулюванні потужності реактора. В цілому поведінка розрахункових кривих тиску в першому контурі показала хороший взаємний збіг і близькість даним вимірів.

Загальна поведінка температури теплоносія (Рис. 5.10) показує задовільний збіг. Розрахункові криві зміни температури, отримані обома сторонами-учасниками, адекватно відображають поведінку температури під час перехідного процесу. Наявні деякі відмінності поведінки розрахункових кривих в порівнянні з експериментом пов'язані, як і в попередньому випадку, з відмінностями в регулюванні потужності реактора. Особливо слід звернути увагу на відмінності початкових значень розрахункових і виміряних температур на вході і виході з реактора.

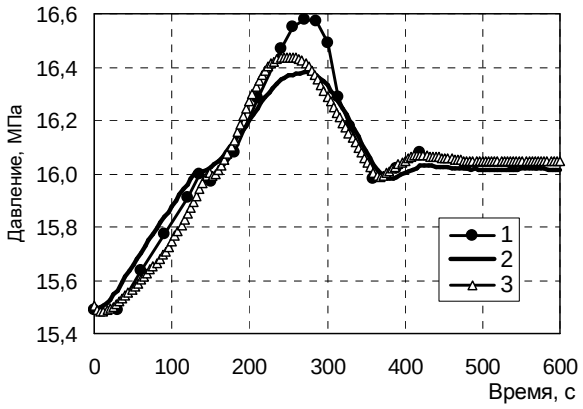


Рис. 5.9. Тиск теплоносія на виході з реактора: 1 – вимір; 2 – розрахунок (Болгарія); 3 – розрахунок (Україна).

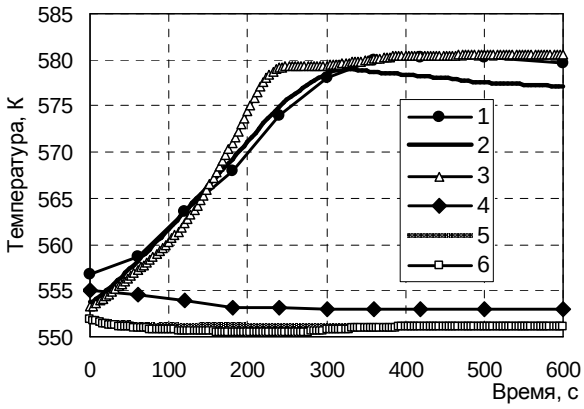


Рис. 5.10. Температура теплоносія на виході з реактора: 1 – вимір; 2 – розрахунок (Болгарія); 3 – розрахунок (Україна); і на вході: 4 – вимір; 5 – розрахунок (Болгарія); 6 – розрахунок (Україна).

Виконаний українською стороною аналіз чутливості показав, що добитися підвищення початкової температури в першому контурі шляхом зміни параметрів впливу (тиск другого контуру, витрата ГЦН, ефективність теплопередачі від першого контуру до другого) в обґрунтованих межах не представляється можливим, зважаючи на вкрай низьку чутливість температури теплоносія до вказаних параметрів. Наприклад, зниження ефективної площі теплопередачі в ПГ на 10 ÷ 20 % не призводить до суттєвого збільшення температури теплоносія першого

контуру (необхідне збільшення температури може бути отримано лише при зниженні ефективності теплопередачі ПГ в 10 разів). На думку фахівців, які виконували розрахунковий аналіз, відмінності початкових значень розрахункових і виміряних температур теплоносія можуть бути пояснені лише невизначеностями в вимірах параметрів на енергоблоці.

Загальна тенденція поведінки рівня в КТ (Рис. 5.11) (підвищення внаслідок температурного розширення теплоносія в першому контурі після відключення ГЦН, досягнення максимуму, а потім зниження і подальша стабілізація), отримана в розрахункових результатах, відповідає поведінці даного параметра під час випробувань. Розрахункова крива зміни рівня в КТ, отримана українською стороною (крива 3 на Рис. 5.11), досить точно повторює експериментальну криву. У результатах розрахунку, виконаних болгарською стороною, рівень в КТ має розбіжність розрахункових і експериментальних значень, яка досягає 0,6 м (крива 2 на Рис. 5.11). Аналіз причин відмінності, виконаний спільно українськими і болгарськими фахівцями, показав, що моделювання КТ в обох випадках виконано ідентично відповідно до проектних характеристик обладнання. Відмінності результатів розрахунків обумовлені, з одного боку, особливостями моделювання рівнеміра КТ і, з іншого боку, наявністю невизначеностей в описі дій персоналу з регулювання продувки першого контуру, що призвело до суб'єктивної інтерпретації станційних даних втручання персоналу при розробці граничних умов для розрахункового сценарію.

На Рис. 5.12 представлено порівняння рівнів котлової води в ПГ.

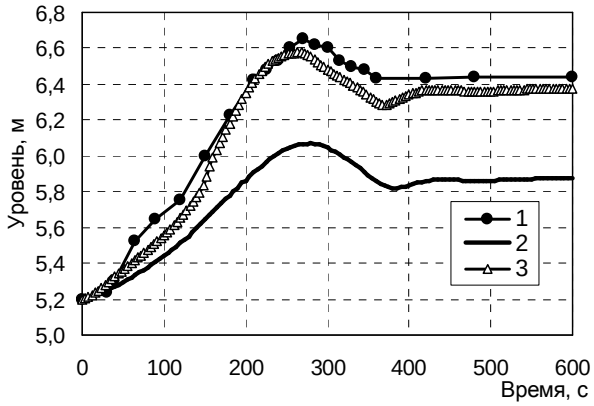


Рис. 5.11. Рівень в КТ:
1 – вимір; 2 – розрахунок (Болгарія);
3 – розрахунок (Україна).

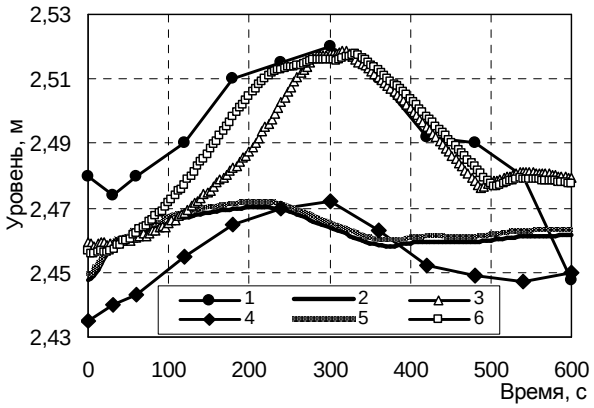


Рис. 5.12. Рівні в ПГ:
1, 2 – ПГ1, ПГ3, вимір; 3, 4 – ПГ1, ПГ3, розрахунок (Болгарія);
5, 6 – ПГ1, ПГ3, розрахунок (Україна)

Як випливає з рисунка, характер поведінки розрахункових рівнів згідно з результатами української сторони (криві 5 і 6) досить точно відповідає експериментальним результатам (криві 1 і 2), тоді як тенденції поведінки рівнів в ПГ в результатах розрахунку болгарської сторони істотно відрізняються. Принципова відмінність розрахункових результатів обумовлено відмінностями в моделюванні системи живильної води ПГ.

У болгарській моделі застосована концепція подачі живильної води в кожен ПГ від індивідуального джерела з функцією регулювання витрати для підтримки заданого рівня в ПГ. Українські фахівці реалізували модель системи живильної води ПГ з урахуванням проектної схеми трубопроводів. При цьому живильні насоси подають воду в загальний колектор, з якого здійснюється роздача на чотири ПГ по трубопроводах з індивідуальними гідравлічними характеристиками. Гідравлічна асиметрія трубопроводів призводить до деяких відмінностей в режимах роботи регуляторів живильної води і, як наслідок, обумовлює відповідну відмінність рівнів в різних ПГ. Виконаний аналіз чутливості показав відсутність значущого впливу відхилення рівнів в ПГ в представленому на Рис. 5.12 діапазоні на параметри першого контуру.

Отже, наявні відмінності в поведінці рівнів в ПГ не вплинули на загальні результати аналізу.

Розрахункові результати української та болгарської сторін показують гарний збіг перепаду тиску на ГЦН (Рис. 5.13), що свідчить про коректне моделювання гомологічних характеристик насоса в режимі вільного вибігу. Також гарний збіг перепаду тиску на ПГ (Рис. 5.14) підтверджує адекватність моделі в частині обладнання гідравлічного тракту головного циркуляційного контуру.

Під час обговорення результатів валідації сторонами-учасниками була визнана в цілому прийнятна взаємна відповідність результатів, отриманих українською та болгарською сторонами, а також відповідність розрахункових і експериментальних результатів. Якісна та кількісна поведінка параметрів РУ коректно описує перебіг змодельованого перехідного процесу, всі відхилення в розрахункових і експериментальних результатах можна пояснити.

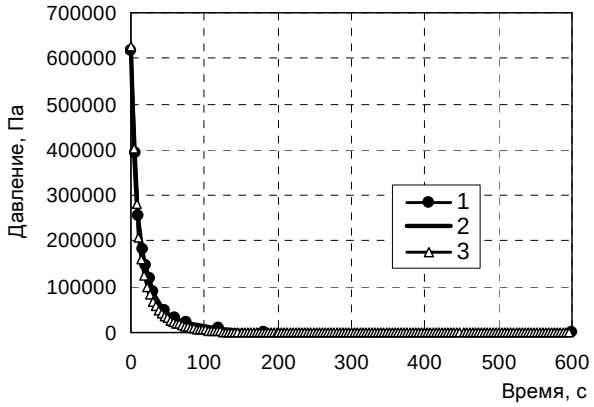


Рис. 5.13. Напір ГЦН: 1 – вимір; 2 – розрахунок (Болгарія); 3 – розрахунок (Україна).

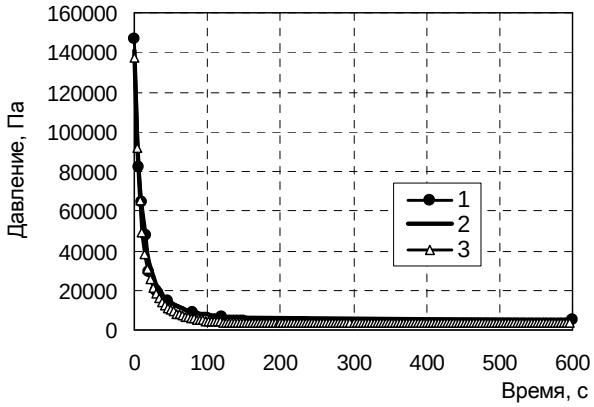


Рис. 5.14. Перепад тиску на ПГ: 1 – вимір; 2 – розрахунок (Болгарія); 3 – розрахунок (Україна).

Для підведення підсумків валідації були виконані оцінки збігу по окремим визначальним параметрам РУ (табл. 5.8). Оцінки відповідності результатів встановлено за 4-х рівневою шкалою, що зазвичай використовується при валідації розрахункового коду RELAP5: «відмінно», «прийнятно», «мінімально», «недостатньо».

Таблиця 5.8

Оцінки збігу результатів

Параметр	Розрахунок (Україна)/АЭС	Розрахунок (Болгарія)/АЭС	Розрахунок (Україна)/ Розрахунок (Болгарія)
Тиск у 1-му контурі	прийнятно	прийнятно	прийнятно
Температура 1-го контуру	прийнятно	прийнятно	прийнятно
Рівень в КТ	прийнятно	мінімально	мінімально
Рівень котлової води у ПГ	мінімально	мінімально	мінімально
Перепад тиску на ГЦН	відмінно	відмінно	відмінно
Перепад тиску на ПГ	відмінно	відмінно	відмінно

Як випливає з даних таблиці, порівняльний аналіз показав, в основному, прийнятний збіг розрахункових результатів, отриманих за допомогою моделей для коду RELAP5/Mod3.2, з документальними даними перехідного процесу на АЕС, отриманими за допомогою штатних засобів вимірювання і реєстрації експлуатаційних параметрів енергоблоку. За результатами виконаного аналізу було прийнято загальний висновок про можливість використання розрахункового коду RELAP5/Mod3.2 для моделювання перехідних процесів в РУ з ВВЕР-1000.

5.4. Аналіз режиму роботи енергоблоку ВВЕР-1000 в рамках валідації коду RELAP5-3D

В рамках програми підвищення безпеки реакторів радянського виробництва (SDRS), що фінансується Департаментом енергетики США, була передана методологія проведення тривимірного взаємопов'язаного нейтронно-теплогідравлічного аналізу з використанням тривимірного коду RELAP5-3D [265]. Бібліотеки групових констант, необхідні для нодальної кінетики реактора готуються кодом HELIOS 1.7 [269]. В

рамках виконання проектів поглибленого аналізу безпеки енергоблоків АЕС України був виконаний порівняльний аналіз деяких розрахункових сценаріїв із застосуванням RELAP5-3D і RELAP5/Mod3.2.

Вхідні моделі реакторів ВВЕР (енергоблок РАЕС-1, енергоблок ЗАЕС-5, енергоблок № 6 АЕС «Козлодуй») для коду RELAP5-3D базуються на RELAP5/Mod3.2 вхідних моделях для точкової кінетики, розроблених і яки пройшли валідацію в рамках відповідних проектів поглибленого аналізу безпеки. Моделі RELAP5-3D відрізняються тільки нодалізацією корпусу реактора і внутрішньокорпусних пристроїв. Розроблена покасетна модель активної зони, в якій кожній ТВЗ відповідає окремий теплогідравлічний канал. Така модель дозволяє виключити ефект розмазування, коли кільком кінетичним нодам активної зони приводиться у відповідність одна теплогідравлічного зона.

Необхідний набір двохгрупових параметрів моделі: коефіцієнтів дифузії і макроскопічних перерізів розсіювання, поглинання, поділу, добутку перерізу ділення на середнє число вторинних нейтронів в залежності від густини теплоносія, температури палива і концентрації бору в теплоносії готуються для кожного паливного завантаження активної зони реактора за допомогою коду HELIOS 1.7. Для визначення групових констант довільного стану активної зони реактора використовується лінійна інтерполяція. Код RELAP5-3D дозволяє враховувати вплив руху ОР СУЗ під час перехідного процесу.

Порівняльний RELAP5-3D аналіз деяких розрахункових сценаріїв проектних аварій показав, що всі початкові і граничні умови цих розрахункових сценаріїв були точно відтворені в порівняльних RELAP5-3D аналізах. Також, підготовка групових констант була модифікована таким чином, щоб коефіцієнти реактивності і ефективності ОР СУЗ приймали консервативні значення, які були використані в рамках наближення точкової кінетики нейтронів.

Порівняльний аналіз розрахункового сценарію "Викид ОР СУЗ на МКР" АПА проекту поглибленого аналізу безпеки енергоблоку ЗАЕС-5 показав, що при однаковій позитивній реактивності, що вводиться в активну зону з викидом ОР СУЗ, RELAP5/Mod3.2 модель точкової кінетики прогнозує значно більш суттєвий сплеск потужності реактора в порівнянні з аналогічним прогнозом RELAP5-3D моделі нодальної кінетики.

Результати, отримані за допомогою RELAP5-3D, вказують на важливість врахування локальних тривимірних ефектів при проведенні розрахункових аналізів безпеки перехідних і аварійних режимів ВВЕР. Методології, засновані на наближенні точкової кінетики нейтронів і одновимірної моделі теплогідравліки істотно недооцінюють вплив перемішування теплоносія від різних циркуляційних петель в корпусі реактора на розвиток перехідного процесу і результати розрахункового аналізу.

Виконаний порівняльний розрахунковий аналіз аварійного режиму "Розрив паропроводу на МКР" показав, що RELAP5-3D пророкує більш ранній вихід реактора на повторну критичність і велику потужність реактора в порівнянні з передбаченнями RELAP5/Mod3.2. Таким чином для підтримки безпеки енергоблоків АЕС України доцільним є подальше проведення тривимірних розрахункових досліджень тих вихідних подій, які супроводжуються істотно несиметричним охолодженням активної зони реактора.

Розробка тривимірних нейтронно-теплогідравлічних розрахункових кодів, здатних проводити коректну оцінку локальних ефектів, а також накопичений досвід експлуатації ядерних енергоблоків дозволили уточнити результати наявних консервативних розрахунків, отриманих в прогнозі моделі коду RELAP5/Mod3.2.

5.5. Висновки по Розділу 5

Роботи з валідації розрахункового коду RELAP5 мали на меті обґрунтування можливості використання даного коду для аналізу перехідних і аварійних процесів у ВВЕР.

Для валідації розрахункового коду RELAP5/Mod3.2 було реалізовано:

- стандартну проблему для енергоблоку РАЕС-1 - аварія з течею з першого контуру до другого в результаті відриву кришок колекторів ПГ;
- стандартну проблему для енергоблоку № 6 АЕС «Козлодуй» - режим встановлення природної циркуляції теплоносія, реалізований на енергоблоці для потужності 5 % $N_{ном}$.

Загальний висновок за результатами виконаного аналізу є таким: розрахунковий код RELAP5/Mod3.2 може застосовуватися для моделювання перехідних процесів в РУ з ВВЕР-1000.

Розрахунковий код RELAP5/Mod3.2, а також код RELAP5-3D було застосовано при проведенні аналізу безпеки перехідних режимів роботи ВВЕР-1000: режиму ППЗ, відключення ЖТН на потужності 100 % $N_{ном}$; відключення ЖТН на потужності 15-25 % $N_{ном}$.

Результати досліджень, наведених у розділі 5, опубліковано в роботах [25, 27, 32, 185, 214].

РОЗДІЛ 6
ПОКАЗНИКИ БЕЗПЕКИИ ЯДЕРНИХ УСТАНОВОК

У розділі 6 представлено результати досліджень:

- задачі № 6 (друга частина), в рамках виконання якої проведено дослідження з розробки та впровадження сучасних підходів до вибору, визначення і представлення параметрів безпеки ЯУ.

6.1 Система Представлення Параметрів Безпеки

Після проведеного аналізу причин аварії на TMI-2 у 1979 р. у США було кардинально переглянуто основні нормативні вимоги з безпеки АЕС. Зокрема, було обґрунтовано перехід у стратегії управління аварією на АЕС від такої, що заснована на аналізі подій, до симптомно-орієнтовної стратегії, в основу якої було покладено контроль і управління критичними функціями безпеки.

До фундаментальних критичних функцій безпеки (КФБ) відносяться [266]:

- контроль та управління реактивністю;
- відведення залишкових енерговиділень;
- утримання продуктів поділу в межах встановлених герметичних приміщень.

Застосування нового симптомно-орієнтовного підходу в убезпеченні безпеки АЕС на основі контролю КФБ вимагало розробки і впровадження нових інформаційних систем – систем представлення параметрів безпеки.

Проект СППБ реалізовано на енергоблоках з ВВЕР-1000 АЕС України в рамках Міжнародної програми з ядерної безпеки, що виконувалась у рамках «Угоди між Урядом України і Урядом Сполучених штатів Америки з питань заходів, спрямованих на підвищення експлуатаційної безпеки, зниження ризику з регулювання ядерної безпеки для цивільних ядерних установок України», підписаного

25.10.1993 р. на виконання «Угоди між Урядом України і Урядом Сполучених штатів Америки про гуманітарне і техніко-економічне співробітництво», підписаного 07.05.1992 р.

Департамент Енергетики США (DOE), в рамках виконання зазначених «Угод . . . », прийняв рішення про фінансування робіт зі створення систем і засобів аварійного реагування на українських АЕС з реакторами ВВЕР-1000. Цей проект дозволяє встановити нову систему аварійного реагування на АЕС України і, тим самим, підвищити безпеку енергоблоків. Ключовою підсистемою в цій системі аварійного реагування є СППБ.

У середині 1990 рр. в Україні вже виконувалась розробка структури і компонентів системи аварійного реагування за підтримки компаній США [284], а також Уряду ФРН [283]. У рамках виконання зазначених робіт було визначено, що базовими елементами системи аварійного реагування повинні бути системи інформаційної підтримки оператора, а також сучасні діагностичні системи, здатні виявляти аномалії в роботі систем і обладнання АЕС на самому початку їх зародження, коли штатні системи ще не дозволяють зафіксувати такі відхилення.

Досвід, отриманий у результаті аварії на TMI-2 [247] полягає в тому, що світлозвукова сигналізація БЩУ та інформаційно-обчислювальної системи (ІОС) видають оператору інформацію, що є занадто деталізованою та не є організованою оптимальним чином. Оператору складно швидко оцінити рівень безпеки аварійної ситуації при нестачі або на основі не належним чином підготовленої інформації, що може призводити до прийняття помилкових рішень. Після аварії на TMI-2 Комісія з ядерного регулювання США (US NRC) та Міжнародна комісія по електроніці випустили вимоги NUREG-0696 [246] і IEC-960 (в Україні аналогічні вимоги на момент впровадження СППБ були відсутні) до SPDS-СППБ. У зазначених документах було узагальнено результати досліджень в області безпеки і впливу ергономічних показників систем

контролю в процесі вироблення і прийняття оперативним персоналом рішень [248, 251-256]. В основу документів покладено вимоги, що містять рішення по:

- критичним функціям безпеки;
- концепції виявлення відмови;
- врахуванню людського фактора;
- оцінці коефіцієнта готовності.

Відповідно до NUREG-0696 за умов нештатної ситуації або інциденту рівень безпеки АЕС може бути оціненим за наступними КФБ (розширений перелік критичних функцій безпеки [246]):

- контроль і управління реактивністю;
- охолодження активної зони реактора і відведення тепла від першого контуру;
- цілісність системи циркуляції теплоносія РУ;
- управління радіоактивністю і радіоактивний контроль;
- забезпечення цілісності захисної оболонки реактора.

Аварія на реакторі TMI-2 і Чорнобильська катастрофа підштовхнули ядерну галузь не тільки до перегляду підходів щодо оцінки та підвищення ядерної безпеки, а й визначили необхідність досліджень ролі людського фактора при експлуатації і в процесі прийняття рішень. Детальні дослідження і аналіз ролі оператора при аварійних процесах і в критичних ситуаціях дозволив створити модель діяльності оператора:

- Виявлення;
- Реагування;
- Діагностика;
- Усунення порушення;
- Приведення в безпечний стан.

Успішне досягнення цільових завдань безпеки в моделі певного виду діяльності оператора передбачає наявність системи підтримки оператора. Така система через оптимальне відображення КФБ і

параметрів їх підтримки зобов'язана забезпечити відображення (форму подання і зміст) інформації для кожної зі складових моделі діяльності оператора, що переслідує певну мету.

Необхідність надання достатнього об’єму корисної інформації в сконцентрованому вигляді про основні експлуатаційні стани РУ з метою допомогти оператору швидко, однозначно і достовірно оцінити рівень безпеки енергоблоку і визначила необхідність створення СППБ.

На початку робіт з реалізації СППБ на ВВЕР-1000 необхідно було порівняти конкретні вимоги до СППБ, що містяться в NUREG-0696, і вимоги щодо убезпечення роботи енергобоку, що містяться в нормативних документах України. В ході виконання такого порівняння було поставлено та вирішено більш ширшу задачу модернізації АЕС України [127].

6.1.1. Призначення і функції СППБ

Метою створення і постачання систем СППБ на АЕС України є підвищення рівня експлуатаційної безпеки діючих енергоблоків з ВВЕР-1000. Ця мета може бути досягнута шляхом підвищення ефективності дій оператора у всіх експлуатаційних режимах та зменшення імовірності помилкових дій за рахунок оптимізації подання інформації оператору з використанням:

- сучасних досягнень в області людино-машинного інтерфейсу;

- створення єдиної узгодженої системи інтерфейсів користувачів СППБ, що забезпечує подання даних, необхідних для оцінки стану безпеки енергоблоку;

- виявлення порушень меж і умов безпечної експлуатації;

- виявлення причин, що зумовили аномалії в роботі енергоблоку.

Підвищення ефективності роботи оператора досягається за рахунок агрегації великого числа контрольованих параметрів у вигляді декількох узагальнених характеристик стану безпеки енергоблоку, що подаються в простій, наочній формі, яка виключає неоднозначне тлумачення стану

енергоблоку. Виявлення причин виникнення аномальних ситуацій є можливим з використанням системи екранів (дисплеїв) для структурування інформації за окремими системами, вузлами, а також на основі сервісу, що забезпечує вибір і подання параметрів у необхідному вигляді.

На наступних етапах впровадження СППБ забезпечує можливість розширення своїх функцій за рахунок інформаційної підтримки оператора при вирішенні завдання щодо запобігання переростання аварійної ситуації в аварію, а в разі виникнення аварії – по переведенню енергоблоку в безпечний стійкий стан і підтримці його в цьому стані протягом необхідного часу на основі СОАІ.

Робочі місця СППБ призначені для розміщення в наступних приміщеннях енергоблоку:

- БЩУ;
- центр технічної підтримки (тільки для ЗАЕС),
- приміщення керуючої обчислювальної системи.

Користувачами системи є:

ЗІУР – змінний інженер управління реактором,

ЗІУТ – змінний інженер управління турбіною,

НЗБ – начальник зміни блоку,

НЗС – начальник зміни станції.

Технічні засоби, що поставляються в рамках проекту СППБ мають забезпечувати:

- можливість підключення додаткових робочих місць користувачів системи;
- можливість інформаційного обміну з іншими системами різного призначення, встановленими на АЕС (АСУ ТП, ПТК Кризового центру, Навчально-тренажерний центр та ін.) на основі відкритих протоколів та інтерфейсів.

Збільшення кількості робочих місць СППБ і збільшення числа користувачів системи не має впливати на якість функціонування базового СППБ, процедура підключення якого є простою і добре документованою. Організація, що здійснює технічний супровід систем СППБ, має в своєму розпорядженні відповідні інструментальні засоби.

Обмін даними з зовнішніми системами виключає можливість несанкціонованого доступу до баз даних і ресурсів СППБ ззовні, для чого до складу програмно-технічного комплексу СППБ включено відповідні апаратні і програмні засоби.

6.1.2. Загальні вимоги до екранів СППБ

Взаємодія користувачів СППБ з системою здійснюється з використанням ієрархічно організованої сукупності екранів (відеограм), що утворюють систему інтерфейсів користувачів СППБ. При розробці інтерфейсу користувача було враховано сучасні досягнення в галузі людино-машинної взаємодії, що враховують особливості психофізичного сприйняття інформації оператором. Спосіб подання інформації у вигляді узагальнених образів (діаграми Кавіата, мнемосхеми систем і вузлів та ін.) забезпечують зниження навантаження на оператора в разі потреби сприйняття і аналізу великих об’ємів візуальної інформації і, отже, зменшують імовірність виникнення помилок людини.

Спосіб представлення інформації забезпечує можливість швидкого визначення оператором порушень меж і відхилень від умов безпечної експлуатації, локалізації виниклих збоїв і відмов обладнання, порушень технологічного процесу, а також містить засоби для реалізації в подальшому в рамках інтерфейсу СППБ системи інформаційної підтримки оператора на базі COAI. Система інтерфейсів користувача СППБ забезпечує уніфікацію подання інформації оператору, що надходить від різнорідних систем РУ і АЕС в рамках єдиного графічного інтерфейсу.

В рамках системи для користувача інтерфейсів СППБ забезпечує їх узгодженість за наступними критеріями:

- семантична узгодженість – узгодженість усіх об'єктів і дій над ними;
- синтаксична узгодженість – узгодженість термінів, які використовуються для позначення команд, а також узгодженість послідовності елементів, що складають інтерфейс;
- фізична узгодженість – узгодженість у використанні однакової послідовності дій при виклику однакових функцій.

Також підтримуються наступні основні режими перемикання між окремими екранами (відеограми):

- автоматичний – за наперед заданим алгоритмом; коли кожному режиму функціонування відповідає свій сценарій зміни екранів (відеограм);
- інтерактивний – перемикання здійснюється відповідно до команд оператора при натисканні на спеціальні кнопки, окремі активні ділянки відеограм, з використанням діалогових меню;
- комбінація перших двох.

Екрани інтерфейсу організовано у вигляді ієрархічного дерева. Забезпечується можливість як послідовного переміщення від екрану до екрану, так і швидкий вихід у вузлові точки застосовуючи або спеціальні кнопки, або шляхом натискання на окремі ділянки відеограм. На екранах нижнього рівня користувачеві надається можливість вибору способу представлення вимірюваних і обчислених даних у найбільш наочному вигляді – одні й ті ж параметри можуть бути представлено на екрані у вигляді (статичних або динамічних) таблиць, графіків, стрічкових діаграм. Вибір способу подання інформації здійснюється відповідними клавішами, що розміщуються в периферійній частині екрана (зона "меню").

У складі екранів СППБ поряд з відеограмами, що містять фіксовані мнемосхеми систем і вузлів енергоблоку і АЕС, передбачено мнемосхеми

і картограми в векторній формі з можливістю довільної зміни масштабу зображення (масштабування) з відповідною зміною ступеня деталізації подання інформації по кількості і місцях прив'язки точок контролю до об'єкту.

Для виведення розмірності вимірюваних і обчислюваних величин використовується міжнародна система одиниць СІ або позасистемні одиниці, традиційно прийняті до застосування в галузі атомної енергетики.

Для відображення взаємозв'язку окремих елементів екранів зі станом (режимами), в якому знаходиться енергоблок, використовується відповідне кольорове кодування, прийняте на АЕС:

- зелений колір – нормальний стан,

- помаранчевий – передаварійний стан;

- червоний – аварія.

Вихід параметрів за попереджувальні і аварійні уставки супроводжується зміною кольору відповідного графіка, елемента мнемосхеми, ділянки діаграми, значення параметра в таблиці, а також супроводжується включенням звукової сигналізації.

Система призначених для користувача інтерфейсів СППБ розроблена з використанням відкритих інструментальних засобів.

6.1.3. Структура і склад екранів СППБ

Архітектура екранів СППБ має ієрархічну структуру. На верхньому рівні ієрархії розташовуються екрани, що представляють інформацію про стан експлуатаційної безпеки енергоблоку в узагальненому вигляді. При русі по дереву ієрархії донизу забезпечується можливість отримання більш детальної інформації аж до показань окремих датчиків.

У СППБ реалізовано екрани наступних типів:

- екрани верхнього рівня, що представляють КФБ;

- екрани, які відображають тенденцію змін (тренди) стану основних параметрів, що характеризують стан безпеки енергоблоку (КФБ в тому числі);
- екрани, які містять добірку найбільш важливих параметрів, що характеризують стан енергоблоку;
- екрани, що представляють інформацію по окремим системам;
- екрани нижнього рівня, що містять дані про окремі параметри.

Крім основних екранів СППБ має включати ряд допоміжних екранів для інженерної станції:

- екран діагностики стану обладнання стійок збору даних;
- екран діагностики стану робочих станцій і серверів;
- екран діагностики стану магістралей нижнього і верхнього рівнів СППБ.

Екран верхнього рівня забезпечує подання КФБ у вигляді діаграм Кавіата, системи колірних секторів, або в іншому вигляді, що забезпечує наочне уявлення інформації без перевантаження і відволікання уваги оператора. Будь-які зміни, пов'язані зі зміною стану КФБ відображаються на екранах таким чином, щоб привернути увагу оператора. Спосіб представлення інформації на екранах забезпечує однозначну інтерпретацію стану РУ.

При використанні діаграм Кавіата організовано подання КФБ у вигляді правильного багатокутника з числом вершин, не меншим числа КФБ. При цьому правильність представленої на екрані фігури свідчить про нормальний стан КФБ.

При використанні колірних секторів щодо нормального стану безпеки енергоблоку мають свідчити нейтральні (пастельні) кольори (секторів) пелюсток діаграми. На екранах трендів основних параметрів відображаються тренди параметрів, представлених на екранах верхнього рівня (тренди зміни КФБ). У системі забезпечується можливість виклику функції відображення тенденції зміни будь-якого з параметрів, що

контролюються на екранах різного рівня. Тренди параметрів видаються як у спеціально відведені зони екрану на спеціалізованих відеокадрах, що відображають тренди параметрів, так і в окремі спливаючі вікна, також частково перекривають основний екран на нетривалий час. На графіках, що представляють тренди параметрів нанесено верхню та нижню попереджувальні уставки, верхню та нижню аварійні уставки. Екрани, що містять найбільш важливі параметри, дозволяють відображати добірку параметрів, що характеризують стан безпеки енергоблоку і стан систем безпеки. Набір параметрів, що відображаються, є достатнім для того, щоб дати оператору можливість проведення аналізу відхилень від меж і умов безпечної експлуатації. При цьому підбірка параметрів забезпечує оператору отримання швидкої оцінки, безперервно відображає поточний статус енергоблоку у всіх експлуатаційних режимах (станах енергоблоку): нормальної експлуатації, виникнення аварійної ситуації, аварії. Екрани, що представляють окремі системи енергоблоку, "викликаються" з екранів більш високого рівня. Екрани містять статичне зображення – мнемосхему системи, а також динаміку зміни відповідних параметрів. Екрани даного типу забезпечують оператору можливість уточнення і локалізації причин виникнення аномалій. Також оператору надається можливість перегляду значень окремих параметрів, представлених на мнемосхемі, у вигляді графіків, таблиць, діаграм, отримання трендів зміни значень параметрів та ін.

6.1.4. Засоби забезпечення надійності

Для забезпечення надійності роботи СППБ було передбачено засоби високого рівня перевірки правильності функціонування робочих місць користувачів, а саме: самотестування базових апаратних і програмних засобів при включенні живлення, періодичне тестування в фоновому режимі під час роботи станції в режимі on-line, набір тестів для перевірки працездатності локальних апаратних і програмних засобів в режимі off-line. При виникненні відмов і збоїв на екрани локального

робочого місця інженерної робочої станції видаються відповідні повідомлення, а такі події автоматично фіксуються в оперативному журналі СППБ. Для індикації справного стану зв'язку з магістралями даних СППБ на екранах робочих станцій розміщено динамічні об'єкти, що переходять у статичний стан при порушенні зв'язку.

6.1.5. Методи розрахунку критичних функцій безпеки

Критичні функції безпеки визначають стан енергоблоку після проходження сигналу спрацьовування АЗ або сигналу запуску будь-якого з каналів систем безпеки з точки зору цілісності основних бар'єрів між радіоактивними речовинами і навколишнім середовищем. До проходження сигналу спрацьовування АЗ-1 або сигналу запуску будь-якого з каналів систем безпеки має відображатися тільки стан КФБ "Радіоактивність".

До критичних функцій безпеки відносяться:

Ф-0.1 Підкритичність;

Ф-0.2 Активна зона;

Ф-0.3 Тепловідведення від першого контуру;

Ф-0.4 Цілісність першого контуру;

Ф-0.5 Гермооболонка;

Ф-0.6 Радіоактивність.

КФБ Ф-01 "ПІДКРИТИЧНІСТЬ"

Стан даної функції оцінюється щомиті, починаючи з 6-ої секунди, після проходження сигналу спрацьовування АЗ або сигналу запуску будь-якого з каналів систем безпеки. Алгоритм розрахунку КФБ «Підкритичність» представлено в Додатку Б1.

Спрощену схему визначення КФБ «Підкритичність» представлено на рис.6.1.

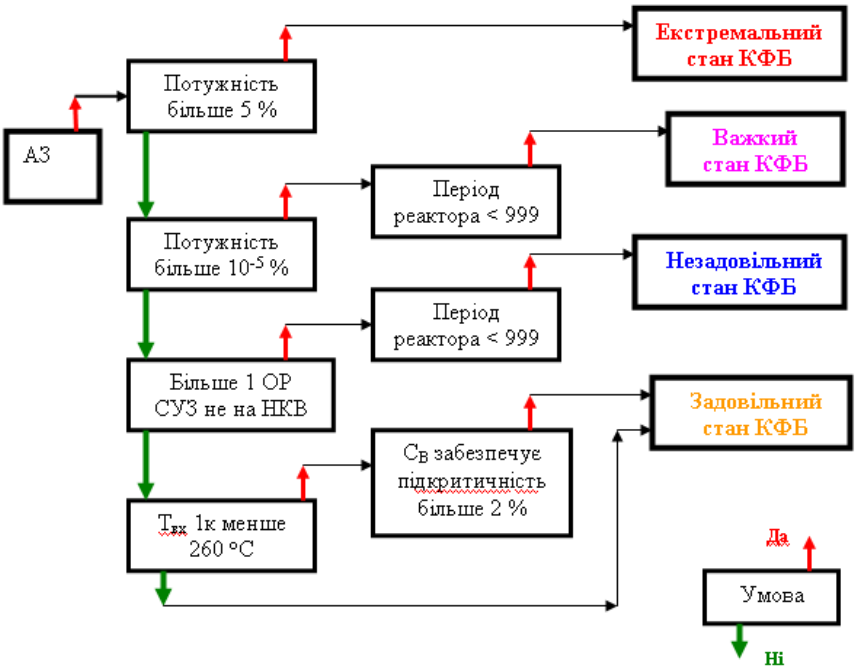


Рис.6.1. Спрощена схема визначення КФБ «Підкритичність».

6.2 Сучасна методологія управління безпекою АЕС

Сучасне управління безпекою АЕС передбачає поєднання технічної ефективності (забезпечення максимального рівня безпеки) з практичною можливістю її реалізації на основі економічної ефективності (мінімізація сумарних витрат на дотримання вимог щодо безпеки та їх оптимальний розподіл). Таке поєднання передбачає оптимальне управління безпекою АЕС [33, 129] що, перш за все, пов'язано з визначенням та обґрунтуванням оптимального значення показника ризику виникнення аварії [224]. Необхідно підкреслити, що безпека є метою оптимального управління, а практичні можливості визначають витрати на убезпечення роботи енергоблоку. Мінімізація витрат на безпеку є необхідною умовою конкурентоспроможності атомної енергетики. Сама по собі теза «максимальна безпека» не має ані теоретичного, ані практичного сенсу. В умовах конкуренції атомна енергетика може ефективно існувати тільки за умови забезпечення необхідного прибутку та обґрунтованої собівартості виробленої енергії. У собівартість входять і витрати на убезпечення, включаючи страхування. Інакше, необхідною умовою практичного

убезпечення є мінімізація витрат на неї. Принцип вибору оптимального значення показника ризику виникнення аварії показано на рис. 6.2.

Основні принципи концепції глибокоешелонованого захисту (ГЕЗ) [71, 117] «запобігання та послаблення аварій», яким відповідає крива 1 (Рис.6.2), є недостатніми для оптимального управління безпекою.

З кривої 1 випливає, що зменшення значення ризику аварії вимагає збільшення витрат. Відповідно до неї не можна обґрунтувати оптимальне значення показника ризику аварії, а також відповідний йому мінімум витрат на безпеку. Концепція ГЕЗ вимагає прагнути до попередження і послаблення аварії, але при цьому не враховуються наслідки аварії. Без такого врахування неможливо розробити основи оптимального управління безпекою за умови мінімізації витрат на максимальну безпеку. Такі витрати включають як витрати на попередження та послаблення аварії, так і витрати на страхування наслідків можливої аварії.

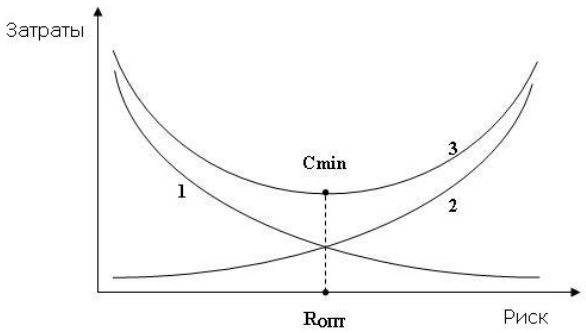


Рис. 6.2. Залежність сумарних витрат на безпеку від показника ризику аварії:

1 – витрати на технологію попередження і ослаблення аварії; 2 – витрати на страхування наслідків можливої аварії; 3 – сумарні витрати на обидві технології (1 і 2); C_{min} – мінімальні сумарні витрати на безпеку; $R_{опт}$ – оптимальне значення показника ризику віртуальної аварії.

Оцінка ризику аварії згідно з концепцією ГЕЗ проводиться на основі імовірнісної моделі аварії. На цих методологічно основоположних положеннях базуються і відповідні методи аналізу ризику [15, 58-61, 68, 183, 206, 221, 259].

Теорія ймовірностей, як відомо, вивчає стохастичні закономірності маси (сукупності) однотипних явищ (подій, об'єктів) в умовах статистичної стійкості. Умова статистичної стійкості для моделі випадкової події аварії означає сталість частоти виникнення події аварії. Інакше, вона означає періодичну повторюваність обставин і причин появи аварії на частині об'єктів з усієї сукупності таких об'єктів. Тому прийняття ймовірнісної моделі опису подій аварії теоретично означає визнання імовірнісної закономірності (тобто апріорну можливість) появи аварії протягом строку експлуатації АЕС. Як відомо, ймовірнісній аналіз безпеки базується на застосуванні методу дерев подій та/або методу дерев відмов. Дерево подій є логічним методом перебору всіх можливих аварійних послідовностей (шляхів графа подій). Сукупність шляхів визначає варіанти послідовностей можливої аварії $\overline{\varepsilon_{\text{п}}}$, зумовленої вихідною подією $\overline{\varepsilon_A}$ з урахуванням надійності підсистем, що впливають на розвиток аварії. На основі експертного аналізу дерево, що складається з m вихідних варіантів аварії, ділиться на дві частини, подіями яких є, відповідно, Н і $\overline{\text{Н}}$. Сума ймовірностей цих подій дорівнює ймовірності достовірної події I:

$$\text{Н} + \overline{\text{Н}} = \text{I} \qquad (6.1)$$

Подія Н включає в себе тільки t варіантів аварійних послідовностей (шляхів), при цьому t <m, які, на думку експерта, мають більшу ймовірність зумовити аварійний сценарій. Решта (m - t) - варіантів відносяться до події $\overline{\text{Н}}$ і відкидаються як ті, що не можуть призвести до аварії з прийнятною імовірністю. Тим самим теоретично постулюється несумісність вихідної події $\overline{\varepsilon_A}$ з подією виключеної частини $\overline{\text{Н}}$, тобто перетин множин $\overline{\varepsilon_A} \cdot \overline{\text{Н}} = \varnothing$. Це зауваження має важливе значення для подальшого аналізу методологічних обмежень методу дерева подій.

Далі при виконанні ймовірнісного аналізу безпеки обчислюється ймовірність події аварії $R = P(\overline{\varepsilon_{\text{п}}})$, що дорівнює сумі ймовірностей несумісних подій шляхів (аварійних послідовностей) P_B, наступним чином:

$$R = R_A \sum_{B \in T_B} P_B \qquad (6.2)$$

де T – множина індексів варіантів, що входять в подію Н. При цьому не враховуються зміни значень ймовірностей P_B, що необхідно зробити при переході до перетвореного (спрощеного) графу в зв'язку з умовою $\overline{\varepsilon_{\text{А}}}\,\overline{\text{Н}} = \varnothing$.

Ключовими до розуміння основного методологічного обмеження методу дерев подій є положення, що випливають з умови $\overline{\varepsilon_{\text{А}}}\,\overline{\text{Н}} = \varnothing$. Вони полягають у наступному: якщо аналізується залежність реалізації аварійної послідовності від вихідної події $\overline{\varepsilon_A}$

$$\overline{\varepsilon_П} = \text{Н} \cdot \overline{\varepsilon_A} \qquad (6.3)$$

з урахуванням несумісності події $\overline{\varepsilon_A}$ і події $\overline{H}$ з виключеної частини графа, тобто справедливою є рівність $\overline{\varepsilon_{\text{А}}}\,\overline{\text{Н}} = \varnothing$, тоді при настанні вихідної події $\overline{\varepsilon_A}$, тобто за умови $\overline{\varepsilon_A} = \text{I}$, подія виключеної частини дерева подій $\overline{\text{Н}}$ є неможливою:

$$\overline{\text{Н}} = \varnothing \qquad (6.4)$$

З виразів (6.1) і (6.4) випливає, що подія Н є достовірною, тобто: $\text{Н} = \text{I}$.

З урахуванням останньої рівності і виразу (6.3) випливає, що реалізація аварійної послідовності є тільки внаслідок вихідної події аварії [33, 129]

$$\overline{\varepsilon_П} = \overline{\varepsilon_A} \qquad (6.5)$$

Таким чином, при коректному теоретичному аналізі метод дерева подій не враховує впливу систем безпеки АЕС.

Відсутність аналізу методологічних обмежень методу дерева подій призводить до помилкового аналізу безпеки. Це наочно видно на класичному прикладі аналізу важкої аварії АЕС з втратою теплоносія [194]. З аналізу цього прикладу випливає, що подія аварії дорівнює вихідній події [129, 131].

Згідно з логіко-імовірнісним методом аналізу надійності і безпеки, коли справедливою є імовірнісна модель аварії, система, що складається з двох компонент (об'єкта *ji* і підсистеми захисту *ij*), описується відповідно подіями ε_{ji}, ε_{ij}. Система вважається безпечною, якщо безвідмовно функціонує принаймні однин з компонентів. З цього логічно випливає, що аварія може мати місце тільки тоді, коли відмовлять обидві компоненти. Відповідно, подія аварії реалізується наступним чином:

$$\overline{\varepsilon_{П}} = \overline{\varepsilon_{ji}} \cdot \overline{\varepsilon_{ij}} \tag{6.6}$$

і, відповідно, для незалежних подій імовірність аварії дорівнює:

$$P(\overline{\varepsilon_{П}}) = P(\overline{\varepsilon_{ji}})P(\overline{\varepsilon_{ij}}) \tag{6.7}$$

Розглянута модель є симетричною функцією. Вона є справедливою, якщо компоненти системи мають однаковий вплив на убезпечення [129]. Оскільки об'єкт *ji* і підсистема захисту *ij* мають різний вплив на убезпечення роботи ядерного енергоблоку, то їх взаємодію необхідно враховувати в контурі управління безпекою. З урахуванням цього контуру управління, імовірність аварії може бути розрахована за наступним виразом [129, 131]:

$$P_A = \frac{P(\overline{\varepsilon_{ji}})P(\overline{\varepsilon_{ij}})}{1 - P(\varepsilon_{ij})P(\overline{\varepsilon_{ji}})} \tag{6.8}$$

З порівняння виразів (6.7) і (6.8) справедливою є така нерівність:

$$P(\overline{\varepsilon_{ji}})P(\overline{\varepsilon_{ij}}) < \frac{P(\overline{\varepsilon_{ji}})P(\overline{\varepsilon_{ij}})}{1 - P(\varepsilon_{ij})P(\overline{\varepsilon_{ji}})} \tag{6.9}$$

Сучасні АЕС мають такі значення імовірності безвідмовної роботи: $P(\varepsilon_{ij}) \approx 0{,}9999$, $P(\varepsilon_{ji}) \approx 0{,}999$. Для цих значень ймовірностей безвідмовної роботи значення оцінки (6.8) мало відрізняється від точного значення, отриманого згідно (6.9), при цьому похибка оцінки становить близько 0,1%. Однак, в перетвореному дереві подій згідно з формулою (6.2) підсумовуються ймовірності ряду подій шляхів можливої аварії, серед яких найменше значення ймовірності реалізації аварії має варіант $P(\overline{\varepsilon_{ji}})P(\overline{\varepsilon_{ij}})$. Тому, визначене відповідно до формули (6.2) значення імовірності, в кращому випадку, можна розглядати тільки як верхню оцінку показника імовірності аварії.

Слід підкреслити, що аналіз ризику аварії на основі методу подій пов'язаний з проблемою розмірності. Так, для системи з n елементами вихідне дерево містить 2^n шляхів. Наприклад, для структурної схеми управління балансом нейтронної і теплової потужностей, що містить 18 елементів, відповідне їй дерево подій повинно містити 260000 шляхів (гілок) [262]. Провести аналіз всіх шляхів і обрати найбільш значущі з них для подальшого аналізу безпеки є практично неможливим. Тому згідно з логікою методу дерев подій таку схему розділяють на частини, знаходять оцінку зверху показника ризику аварії для кожної частини, а загальну оцінку отримують як суму оцінок усіх частин [58]. Як саме розділення на частини, так і принцип суперпозиції (підсумовування показників ризику аварії для кожної частини) містять невраховані помилки. В результаті отримується значення показника ризику аварії буде відрізнятися від точного значення, відповідно до (6.8).

Метод дерев подій є принципово непридатним для реалізації структурної оптимізації та пошуку слабкої ланки в системі управління надійністю (безпекою) АЕС. Це пояснюється як уже зазначеною проблемою розмірності, так і неможливістю структурного аналізу

систем без надмірності, що більш детально розглянуто в [129]. Оцінюючи метод дерева подій в цілому, зазначимо таке:

- по-перше, безперечна перевага методу дерев подій полягає в його практичній спрямованості, заснованої на знаннях фахівця з ядерної енергетики. Необхідна вихідна інформація для аналізу безпеки не може бути отриманою формальним теоретичним шляхом, бо нею може володіти тільки фахівець, який добре розбирається в технології функціонування АЕС і систем безпеки. Спеціаліст розглядає не тільки варіанти (шляхи) можливої аварії, але і можливі її наслідки, замикаючи тим самим контур управління безпекою. Дерево подій не містить контурів управління безпекою. Воно дозволяє лише упорядкувати аналіз безпеки АЕС, розділивши загальну задачу аналізу на окремі частини;
- по-друге, метод дерев подій має непереборні методологічні помилки, що виключають коректний аналіз безпеки АЕС. В цілому він дозволяє отримати наближення оцінки зверху показника ризику в разі, якщо справедливою є її імовірнісна модель, без урахування значення похибки наближення. Метод дерев подій, що є основою якісного підходу, засновано на знаннях фахівця, то ж він має обмежені можливості врахувати основні приховані причини віртуальної аварії (неповноту знань і похибка технології реалізації механізмів безпеки);
- по-третє, метод дерев подій є непридатним для оптимального управління безпекою через неконтрольовані похибки імовірнісної моделі аварії, а також проблеми розмірності і відсутності контуру управління безпекою. В цілому він є лише якісним методом оцінки показника ризику аварії на АЕС.

Суть проблеми структурного аналізу безпеки полягає в тому, що в класичній теорії аналізу безпеки (зокрема, в методі дерев подій) і в класичній теорії надійності відсутньою є необхідна інформація для структурного аналізу систем без надмірності. У цих теоріях

використовуються тільки властивості елемента у вигляді подій або його безвідмовності, або відмови. Закони зв'язку елементів в системі без надмірності взагалі відсутні. У системної теорії управління безпекою крім подій безвідмовності і відмови використовуються закони зв'язку подій потоків інформації [128-132]. Зв'язок подій потоків інформації елементів з подіями потоків інформації системи визначає всі можливі види з'єднань елементів. До різноманіття видів входять послідовне, сукупність паралельних, змішаних з'єднань елементів, що включає в себе, як окремий випадок, відомі з класичних теорій надійності та безпеки з'єднання елементів той випадок, коли події потоків інформації вважаються достовірними. Розроблене в структурній теорії управління з'єднання за схемою зворотного стохастичною зв'язку послужило основою теорії управління надійністю і безпекою [129]. Крім того, сукупність зазначених видів з'єднання елементів дозволяє розробити математичну модель будь-якої системи, як з надлишковістю, так і без неї.

Згідно системної теорії управління, будь-яка система описується числом рівнянь $m \le (n+1)$ (число елементів в системі) і має одне рішення, що дає однозначну оцінку імовірності, яка потребує експертного аналізу. Це ілюструється і прикладом, наведеним у [129, 131].

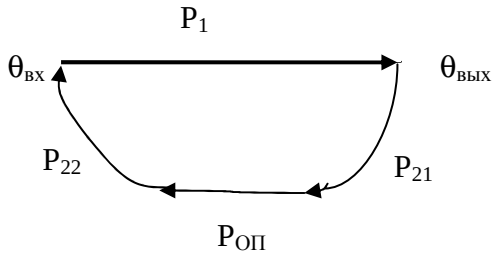
Розглянемо досить простий, але принциповий приклад аналізу слабкої ланки [129, 131]. Будемо аналізувати структуру, що складається з об'єкта і підсистеми управління безпекою.

Згідно системної теорії управління безпекою, інформаційний граф подій структури наведено на рис. 6.3.1. Структура складається з об'єкта *21* (активна зона реактора АЕС), ймовірність безвідмовної роботи якого P_1, і підсистем управління, які разом з об'єктом утворюють контур управління.

Система управління складається з наступних елементів:

- підсистеми діагностування, вірогідність безвідмовної роботи якої P_{21};
- оператора, ймовірність безвідмовної роботи якого $P_{ОП}$;

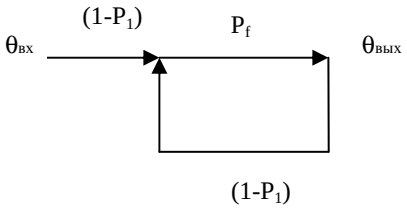
1. Модель надійності з оператором ($P_{ОП}$) в контурі управління



$$P(\theta_{вых}) = \frac{P_1}{1 - P_{21} P_{ОП} P_{22} (1 - P_1)} P(\theta_{вх})$$

$$(P_{ОП} < 0{,}9) \rightarrow P_{21} P_{ОП} P_{22} \approx P_{ОП}$$

2. Модель аналізу ризику з оператором в контурі управління

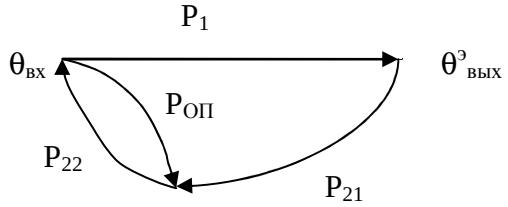


$$\overline{\theta}_{вых} = \theta_{вх} - \theta_{вых}$$

$$P_f = 1 - P_{21} P_{ОП} P_{22}$$

$$P(\overline{\theta}_{вых}) = \frac{(1 - P_1) P_f}{1 - P_{21} P_{ОП} P_{22} (1 - P_1)} P(\theta_{вх})$$

3. Модель надійності з оператором в контурі управління

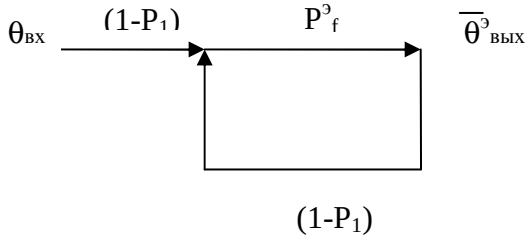


$$P(\theta^{э}_{вых}) = \frac{P_1}{1 - P_{21} P^{э}_{22} (1 - P_1)} P(\theta_{вх})$$

$$P^{э}_{22} = \frac{P_{22}}{1 - P_{ОП} (1 - P_{22})}$$

$$P^{э}_{22} >> P_{ОП} P_{22}$$

4. Модель аналізу ризику з оператором в контурі управління



$$\overline{\theta}^{э}_{вых} = \theta_{вх} - \theta^{э}_{вых}$$

$$P^{э}_{f} = 1 - P_{21} P^{э}_{22}$$

$$P(\overline{\theta}^{э}_{вых}) = \frac{(1 - P_1) P^{э}_{f}}{1 - P_{21} P^{э}_{22} (1 - P_1)} P(\theta_{вх})$$

$$P(\overline{\theta}^{э}_{вых}) << P(\overline{\theta}_{вых})$$

Рис. 6.3 Аналіз впливу оператора в контурі управління надійністю і безпекою АЕС.

- підсистеми управління – розхолоджування активної зони, імовірність безвідмовної роботи якої P_{22}.

Елементи структури описуються подіями працездатності ε_{21}, ε_{32}, ε_{43}, ε_{14} відповідно, яким відповідають значення ймовірностей:

$$P(\varepsilon_{21}) = P_1,\ \ P(\varepsilon_{32}) = P_{21},\ \ P(\varepsilon_{43}) = P_{ОП}\ ,\ \ P(\varepsilon_{14}) = P_{22}\ .$$

Через обмежену надійність оператора система управління надійністю, рис. 6.3.1 (безпекою, рис. 6.3.2) є неефективною. В результаті зміни структури системи управління надійністю, рис. 6.3.3 (безпекою, рис. 6.3.4), надійність системи управління якісно підвищується, що, в свою чергу, веде до підвищення надійності та безпеки АЕС в цілому.

Слід зауважити, що обґрунтувати підвищення рівня надійності і безпеки АЕС за рахунок структурної оптимізації системи управління з використанням методу дерев подій є принципово неможливим, оскільки дерево подій залежить тільки від кількості елементів, і тому воно є принципово однаковим для всіх розглянутих структур, наведених на рис. 6.3. Таке завдання можна вирішити й іншими методами аналізу надійності і безпеки, в рамках яких не враховуються події потоків інформації.

З огляду на вищевикладене, зауважимо, що коректний структурний аналіз стану безпеки є можливим тільки з урахуванням подій потоків інформації, що є коректно викладеними в теорії управління надійністю і безпекою [129].

6.3 Визначення ризику аварії ВВЕР-1000 за проектними показниками радіоактивності теплоносія

Сучасні нормативні документи містять однакові вимоги з безпеки до реакторів різної потужності і навіть різних типів [71] (наприклад, частота пошкодження активної зони). Фізично більш обґрунтованим і логічним є підхід, в якому вимоги з безпеки мають бути вищими до реактору, в процесі експлуатації якого накопичується більша кількість радіоактивних речовин (РАР) [20]. Саме кількість РАР в реакторі та можливість їх виходу за встановлені межі герметичних приміщень при можливих аваріях визначають основні наслідки для населення та

навколишнього середовища, і, отже, вносять основний внесок у показники ризику аварії.

Розглянемо підхід до формування вимог з безпеки на основі конструктивних показників безпеки АЕС, а саме таких з них, які можна визначити при проектуванні і контролювати при експлуатації АЕС, не вимагаючи вихідних статистичних даних щодо реалізації аварій.

Відповідно до вимог НТД до переліку робіт з безпеки АЕС входить і імовірнісний аналіз безпеки, в якому прийнята імовірнісна модель події аварії [58, 118, 188, 194]. Гіпотеза імовірнісної моделі аварії має методологічні обмеження [57, 129] і протиріччя (п.6.2):

по-перше, в принципі, навіть теоретично, не має розглядатися стійкість частоти аварії (повторення важкої аварії за час життя одного покоління, без сумніву, надовго зупинить розвиток ядерної енергетики);

по-друге, вимога сталості частоти аварії суперечить суті управління безпекою АЕС, що вимагає виключення аварії з практики експлуатації, а отже, і з теорії убезпечення експлуатації АЕС;

по-третє, оскільки в рамках гіпотези сталості частоти аварії і обмеженого строку експлуатації АЕС число аварій є обмеженим, управління безпекою АЕС є дискретним, що істотно обмежує її точність і надійність. При прийнятті ймовірнісної гіпотези події аварії аварія стає статистично закономірною.

На практиці управління безпекою АЕС ведеться в процесі працездатного стану АЕС за допомогою підсистем попередження і захисту, на підставі інформації щодо контрольованих нормованих величин [33, 262]. Як приклад такої величини (інформаційної змінної) розглянемо активність теплоносія в технологічних контурах, допустимі значення якого q_x контролюються відповідно до умов безпечної

експлуатації АЕС відповідно до НТД і проектом [72, 123, 147]. Подія аварії може бути оціненою шляхом розрахунку ймовірності перевищення активності Q_x максимально допустимого значення q_x для різних *x*-умов функціонування АЕС: $P(\theta_x) = P(Q_x \geq q_x)$. З урахуванням викладеного найпростішу модель аналізу безпеки АЕС доцільно записати у вигляді [128, 129]

$$P(Q_j \geq q_m) = R \cdot P(Q_i \leq h_m) \qquad (6.10)$$

де Q_j – випадкова інформаційна змінна, що характеризує активність викидів; Q_i – випадкова інформаційна змінна, що характеризує активність усієї сукупності радіонуклідів в РУ; q_m – максимально допустиме значення активності викидів; h_m – максимальне значення активності всієї сукупності радіонуклідів в РУ; *R* – показник ризику віртуальної аварії через відмови РУ і підсистем попередження і захисту від аварії.

Спрощену схему управління безпекою АЕС представлено у вигляді двоконтурної схеми управління на рис. 6.4: 1-й контур складається з керованого елемента – РУ з ймовірністю безпеки P_1 і підсистеми управління – підсистеми попередження з імовірністю надійності P_2. Імовірність реалізації управління безпечним станом 1-го контуру є P_H, 2-й контур управління безпекою містить керований елемент – 1-й контур управління безпекою з імовірністю P_H і підсистему управління – підсистему захисту з надійністю P_3.

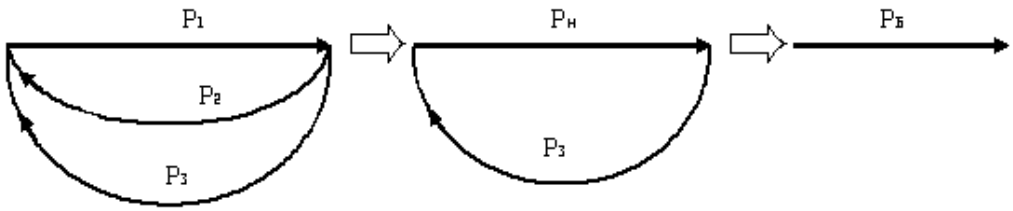


Рис.6.4. Двоконтурна схема управління безпекою енергоблоку АЕС.

З виразу (6.10) випливає, що оцінку показника ризику аварії R можна знайти, використовуючи інформацію про можливості активності викидів і активності РАВ в РУ. В умовах відсутності статистичних даних, згідно методу максимальної ентропії, випадкові інформаційні змінні Q_j та Q_i вважаємо розподіленими за рівномірним законом. Якщо величина q_m дорівнює максимально допустимому значенню питомої активності, встановленому в НТД (проекті), то максимально допустиме значення показника ризику віртуальної аварії через відмову системи попередження аварій

$$R_Д = \frac{q_m}{h_m} \tag{6.11}$$

Використовуючи максимально допустиме значення за формулою (6.10), можна оцінити зв'язок значення показника безпеки АЕС $P_Д = (1 - R_Д)$ з ймовірністю безпеки РУ P_1, ймовірністю надійності підсистеми попередження аварії P_2 і ймовірністю надійності підсистеми захисту P_3. В умовах, коли відсутніми є статистичні дані, необхідне значення ймовірності безпеки РУ P_1 можна оцінити через максимально допустиме значення активності, що, відповідно до НТД, пред'являється для нормальних (безаварійних) умов експлуатації АЕС:

$$P(Q_j \le q_H) = P_1 \cdot P(Q_i \le h_H) \tag{6.12}$$

де q_H – максимально допустиме значення активності теплоносія для нормальної експлуатації; h_H – максимальне значення активності теплоносія для нормальної експлуатації (у чому між ними є різниця?).

Згідно (6.12) оцінка показника ризику АЕС через аварію 1-го технологічного контуру РУ для попередніх нормальних умов її експлуатації $R_1 = (1 - P_1)$ задовольняє умові $P(Q_j \ge q_H) = R_1 \cdot P(Q_i \le h_H)$. Згідно з останніми виразами ймовірність безпеки 1-го технологічного контуру управління РУ дорівнює

$$P_1 = 1 - R_1 = 1 - q_H / h_H \qquad (6.13)$$

Максимально допустиме значення експлуатаційного ризику можливої аварії $R_{ДЭ} = (1 - P_H)$ при відмові 1-го контуру управління безпекою з урахуванням формули (6.11)

$$R_{ДЭ} = (1 - P_H) = q_Э / h_Э \qquad (6.14)$$

де $q_Э$ – максимальне значення допустимої активності теплоносія при досягненні експлуатаційної межі; $hэ$ – максимальне значення активності, що може потрапити до теплоносія при досягненні експлуатаційної межі.

Імовірність реалізації безпечного стану РУ спільно з 1-м контуром управління безпекою

$$P_H = P_1 / [1 - P_2(1 - P_1)] \qquad (6.15)$$

звідки необхідне значення ймовірності безвідмовної роботи підсистеми попередження аварії

$$P_2 = (P_H - P_1) / P_H(1 - P_1) \qquad (6.16)$$

Максимально допустиме значення показника віртуальної аварії для межі експлуатаційної безпеки АЕС (з урахуванням ймовірності відмови 1-го і 2-го контурів управління безпекою) $R_{ДБ} = q_Б / h_Б$, де $q_Б$ – максимальне значення допустимої питомої активності теплоносія; $h_Б$ – максимальне значення активності при досягненні межі безпечної експлуатації.

Імовірність реалізації безпечного стану для двоконтурного управління безпекою АЕС

$$P_Б = (1 - R_{ДБ}) = P_H / [1 - P_З(1 - P_H)] \qquad (6.17)$$

Знаючи значення ймовірностей $R_{ДБ}$ і P_H з формули (6.17), знаходимо вираз для показника надійності підсистеми захисту від аварі

$$P_З = (P_Б - P_H) / P_Б(1 - P_H) \qquad (6.18)$$

З метою наочності отриманих аналітичних результатів розглянемо їх застосування на конкретному простому прикладі аналізу безпеки АЕС. При розгляді ВВЕР найбільший інтерес представляє питома і сумарна активності теплоносія 1-го контуру. Ступінь пошкодження оболонки твела визначає інтенсивність надходження продуктів поділу з-під оболонки твела в теплоносій. У нормативних документах містяться вимоги щодо граничних величин пошкодження твелів [147]. Для реалізації положень [147] відповідно до проекту [123] реалізовано оперативний контроль герметичності оболонок твелів по загальній питомій радіоактивності теплоносія по ізотопах йоду для різних режимів роботи (див. Табл.6.1).

Питома активність палива залежить від багатьох факторів, серед яких питома потужність і тривалість роботи палива в активній зоні (ступінь вигоряння) будуть визначальними. Максимально можливе значення активності палива буде досягнуто в кінці паливної кампанії при роботі на номінальному рівні потужності. Оцінимо цю величину для палива ВВЕР-1000.

Таблиця 6.1

Питома активність радіонуклідів йоду

Режим роботи РУ	Показник	Сумарна питома активність радіонуклідів йоду, Бк/дм^3
Нормальний	$q_{Н\ (уд)}$	$1{,}1\cdot10^6$ - $3{,}7\cdot10^6$
Експлуатаційна межа	$q_{Э\ (уд)}$	$3{,}7\cdot10^7$
Межа безпечної експлуатації	$q_{Б\ (уд)}$	$1{,}85\cdot10^8$

Кількість накопиченого радіонукліда може бути розрахованою для будь-якого моменту роботи та/або зупинення реактора [33], відповідно до формули

$$\frac{dA_i}{dt} = -\lambda_i A_i + Q(t)\chi_i - A_i\sigma_i\psi + \sum_k \lambda_k A_k \qquad (6.19)$$

де A_i, λ_i, χ_i, σ_i – відповідно, кількість ядер, стала розпаду, частка виходу при поділі ядра палива, мікропереріз *i*-го ізотопу радіаційного поглинання нейтронів;

$Q(t)$ – залежність кількості актів поділу палива від часу;

ψ – густина потоку нейтронів.

Визначимо по формулі (6.19) максимальну рівноважну активність ізотопів йоду при роботі реактора ВВЕР-1000 на номінальному рівні потужності (табл.6.2).

Таблиця 6.2.

Активність ізотопів йоду

Параметр	^{131}I	^{132}I	^{133}I	^{135}I
Постійна розпаду λ, с$^{-1}$	$9{,}98\cdot10^{-7}$	$8.44\cdot10^{-5}$	$9{,}26\cdot10^{-6}$	$2{,}91\cdot10^{-5}$
Вихід на акт поділу χ, доля	0,0288	0,043	0,067	0,0655
Сумарна кількість А, атомів	$2{,}68\cdot10^{24}$	$4{,}74\cdot10^{22}$	$6{,}73\cdot10^{23}$	$2{,}10\cdot10^{23}$
Активність, Бк	$2{,}68\cdot10^{18}$	$4{,}00\cdot10^{18}$	$6{,}23\cdot10^{18}$	$6{,}09\cdot10^{18}$

Таким чином, максимальна сумарна активність ізотопів йоду в паливі ВВЕР-1000 становить $h_m \approx 1{,}9\cdot10^{19}$ Бк.

Вихід продуктів поділу з палива залежить від сценарію аварії (досягнуті значення температури, ступінь руйнування твелів та ін.). Для різних ізотопів (газоподібних, твердих та ін.) частка виходу продуктів поділу варіюється від 100 % для газоподібних і приблизно до 1 % для «твердих». Для експлуатаційних режимів роботи приймемо (для проведення оцінки), що частка йоду, що вийшов з палива та знаходиться під оболонкою твела, становить 10 % (вимірювання в умовах нормальної експлуатації дають значення 1-2 %). Визначимо відповідно до даних табл. 6.1, яка гранична активність може «накопичитися» в теплоносії 1-го контуру за умови штатної роботи систем водоочищення. Об'єм

теплоносія 1-го контуру ВВЕР-1000 становить $V_1 \sim 300$ м^3. Для випадку гранично допустимої питомої активності по радіоізотопам йоду $q_{Б\,(уд)} = 1{,}85 \cdot 10^8$ Бк/дм^3 знаходимо максимальну сумарну по радіоізотопам йоду активність теплоносія 1-го контуру

$$q_m = q_{Б\,(уд)} \cdot V_1 = 1{,}85 \cdot 10^8 \text{ Бк/дм}^3 \cdot 3{,}0 \cdot 10^5 \text{ дм}^3 \approx 5{,}55 \cdot 10^{13} \text{Бк}.$$

Відповідно до формули (6.11) для $q_m = 5{,}55 \cdot 10^{13}$ Бк і $h_m = 1{,}9 \cdot 10^{19}$Бк максимально допустиме значення показника ризику віртуальної аварії для обліку підсистем попередження і захисту від аварії

$$R_Д = \frac{q_m}{h_m} = \frac{5{,}55 \cdot 10^{13}}{1{,}9 \cdot 10^{19}} = 2{,}92 \cdot 10^{-6}.$$

Визначимо значення ймовірностей P_1, P_2 і P_3 для наступних умов:

1) $q_Б = 5{,}55 \cdot 10^{13}$ Бк; $h_Б = 1{,}9 \cdot 10^{19}$ Бк – максимальне значення активності, коли можливий вихід всієї активності з палива;

2) $q_Э = q_{Э\,(уд)} \cdot V_1 = 1{,}11 \cdot 10^{13}$ Бк;

$h_Э$ – максимальне значення активності, яке може потрапити в теплоносій при досягненні експлуатаційної межі

$$h_Э = a1 \cdot a2 \cdot h_Б = 0{,}1 \cdot 0{,}0002 \cdot 1{,}9 \cdot 10^{19} \text{Бк} = 3{,}8 \cdot 10^{14} \text{Бк},$$

де $a1 = 0{,}1$ – частка йоду, що знаходиться під оболонкою твела від загальної кількості йоду в паливі (оцінне значення див. вище); $a2 = 0{,}0002$ – частка твелів, що мають прямий контакт палива з теплоносієм [147];

3) $q_Н = q_{Н\,(уд)} \cdot V_1 = 1{,}11 \cdot 10^{12}$ Бк;

$h_Н$ – максимальне значення активності, яке може потрапити до теплоносія за умов нормальної експлуатації:

$$h_Н = a3 \cdot h_Э = 0{,}01 \cdot 3{,}8 \cdot 10^{14} = 3{,}8 \cdot 10^{12} \text{ Бк},$$

де $a3 = 0{,}01$ – частка твелів, що мають прямий контакт палива з теплоносієм для умов нормальної експлуатації по відношенню до показника для експлуатаційної межі (оцінене значення).

Відповідно до формул (6.13), (6.16), (6.18) знаходимо значення ймовірностей безпеки і надійності:

P_1 = 0,7079 – показник безпеки РУ;

P_2 = 0,9271 – показник надійності підсистеми попередження аварії на РУ;

P_3 = 0,9999 – показник надійності підсистеми захисту від аварії на РУ.

Для інших комбінацій можливих значень параметрів a1 і a3 показники надійності P_1, P_2, P_3 можуть бути також визначеними.

Аналіз отриманих показників дозволяє зробити висновок, що показники надійності РУ, підсистем попередження аварії і підсистем захисту від аварії залежать від наступних параметрів:

- загальної кількості накопичених в паливі продуктів поділу;

- частки продуктів поділу, що вийшли з палива під оболонку твела;

- частки дефектних твелів, що мають прямий контакт палива з теплоносієм.

Таким чином, отримано підтвердження щодо висловленого вище припущення, що вимоги з безпеки мають бути вищими до РУ з більшою потужністю або з великою кількістю палива.

Звернемо увагу, що може бути вирішеним і зворотне завдання: знаючи технічно досяжні значення ймовірностей безпеки і надійності елементів енергоблоку АЕС P_1, P_2, P_3, а також відомі з практики значення a1 і a3, може бути обґрунтованим обране значення відносної кількості твелів, що мають прямий контакт палива з теплоносієм a2, граничне значення якого визначено в [147].

Викладений підхід до оцінки віртуальної аварії може бути основою для розробки відповідної НТД по конструктивному управлінню безпекою АЕС, що виключає прийняття статистичної закономірності аварії.

6.4 Висновки по Розділу 6

У період з 1997 по 2002 рр на 11 енергоблоках з ВВЕР-1000 АЕС України поставлено сучасну систему СППБ, що є інструментом визначення стану КФБ, який, у свою чергу, є основою для реалізації СОАІ. Таким чином, на АЕС України реалізовано сучасну методологію аварійного реагування. Найбільш важливі для безпеки відеокадри, а

також алгоритми визначення КФБ, розроблено членами групи функціонального дизайну. До складу цієї групи входили спеціалісти АЕС, дослідних інститутів України. При розробці алгоритму визначення стану КФБ «Підкритичність» було використано моделі визначення реактивності і періоду реактора, які представлені в дисертації. Підтвердженням є Акт Впровадження результатів дисертаційної роботи при розробці проекту СППБ (Додаток D3).

В останні роки спостерігається деякий перекос у питаннях оцінки безпеки в бік імовірнісних методів аналізу, іноді навіть на «противагу» до детерміністських принципів забезпечення безпеки, закладених у проектних рішеннях. Такий підхід дозволив «обґрунтовано» виключити з аналізу безпеки цілий ряд вихідних подій аварій, що відповідно до прийнятої методології вважаються малоймовірними. Також важливо зробити акцент і на інших обмеженнях застосовності імовірнісних моделей для рідкісних подій, про що інколи згадують лише апостеріорі.

Запропонована модель визначення параметрів безпеки ВВЕР-1000 за проектними показниками радіоактивності дозволяє встановити вимоги з надійності до різних елементів у структурі управління РУ. Така модель дозволяє обґрунтовано встановлювати рівні пошкоджуваності твелів в залежності від досягнутих показників з надійності систем РУ, а також дозволяє довести, що вимоги з безпеки до РУ мають залежати від встановленої потужності та кількості ядерного палива у реакторі. В сучасних НТД вимоги з безпеки (наприклад ЧПАЗ) є однаковими для будь яких РУ.

Результати досліджень, наведених у розділі 6, опубліковано в роботах [22, 28, 33, 34, 39, 47, 49, 127].

ВИСНОВКИ

У дисертації представлено результати вирішення актуальної наукової проблеми, пов'язаної з оперативним визначенням величин важливих нейтронно-фізичних параметрів безпеки ядерних установок.

Розроблено теоретичні та методичні засади оперативного контролю нейтронно-фізичних параметрів ядерних установок, що дозволили вирішити низку актуальних прикладних задач ядерної енергетики, а також зробити наступні основні висновки:

1) Проведено аналіз та систематизацію досвіду експлуатації і технічних рішень, реалізованих у різних поколіннях систем нейтронного контролю ВВЕР (АКНП, СВРК). Виявлено невідповідність систем нейтронного контролю вимогам нормативних та проектних документів у частині реалізації таких контрольованих параметрів, як реактивність і період реактора. Запропоновано підхід щодо усунення зазначеної невідповідності. Розроблено та обґрунтовано умови формування сигналів аварійного захисту при перехідних процесах та реактивністних аваріях.

2) Розроблено теоретичні та методичні засади задля здійснення оперативного визначення величин реактивності та періоду реактора в АКНП і СППБ ВВЕР, а також у системі АРКУЗ дослідницького реактора ВВР-М. Вперше в практиці реалізації сучасних систем контролю розроблено програми верифікації і валідації прикладного програмного забезпечення, відповідно до яких було виконано роботи та підготовлено звіти з аналізу безпеки впровадження сучасних цифрових систем контролю АКНП-І (ІФ) ВВЕР-1000 і АРКУЗ ВВР-М.

3) На основі запропонованої вдосконаленої моделі динаміки реактора з коректним урахуванням зворотних зв'язків розроблено алгоритми і програмні засоби проведення розрахунку динамічних процесів в активній зоні ядерного реактора, що дозволили виконати аналіз низки перехідних режимів роботи реактора типу

ВВЕР-1000. Результати досліджень щодо спрацювання ППЗ, а також відключення останнього ЖТН було використано при обґрунтуванні внесення необхідних змін до ТРБЕ.

4) Досліджено вплив на формування сигналу ІК АКНП ВВЕР зміни положення ОР СУЗ, значень концентрації борної кислоти і температури холодної нитки теплоносія першого контуру, що дозволяє шляхом введення відповідних коригувань зменшити похибку визначення величини нейтронної потужності при перехідних режимах роботи ВВЕР-1000 з 5-6 % до 1-2 %.

5) Вперше визначено індивідуальні параметри вигоряння ДПЗ в залежності від умов його експлуатації. Розроблено принципово новий розрахунковий метод визначення індивідуальних для кожного ДПЗ параметрів вигоряння емітера, а також вдосконалено модель формування сигналу ДПЗ, що дозволяє підвищити на 2-3 % точність визначення струму, так званого «не вигорілого» ДПЗ для визначення лінійного енерговиділення твелів в СВРК ВВЕР.

6) Вдосконалено пасивний метод визначення температурного коефіцієнта реактивності реактора на основі застосування методів шумового аналізу. Розроблено алгоритми і програмне забезпечення оперативного визначення в СВРШД ВВЕР-1000 температурного коефіцієнта реактивності за температурою теплоносія – важливого параметра безпеки РУ.

7) Вперше запропоновано і науково обґрунтовано модель визначення найбільш консервативних припущень при аналізі ядерної безпеки систем зберігання відпрацьованого ядерного палива ВВЕР. Розроблено моделі визначення параметрів ядерної безпеки систем зберігання відпрацьованого ядерного палива ВВЕР. Результати роботи було використано при підготовці попереднього Звіту з ядерної безпеки зберігання ВТВЗ у Централізованому СВЯП.

При виконанні дисертаційної роботи на підставі виконаних розрахунково-експериментальних досліджень з моделювання та визначення величин нейтронно-фізичних характеристик ЯУ було розроблено та впроваджено програмні і технічні засоби задля визначення величин параметрів, важливих для безпеки наступних ЯУ: ВВЕР, ВВР-М, ЦСВЯП.

У результаті досліджень, проведених в рамках дисертаційної роботи, було вирішено важливу наукову проблему –забезпечено науково-методичний супровід експлуатації сучасних систем контролю параметрів безпеки реакторів типу ВВЕР: АКНП, СВРК, СВРШД, що має як важливе економічне значення, так і спрямоване на убезпечення експлуатації АЕС України. Таким чином, мету роботи досягнуто.

Очевидно, що дослідження таких складних об'єктів, як ядерні установки, є можливим тільки в результаті колективної праці вчених і інженерів. За тісну співпрацю і допомогу при виконанні досліджень, проведенні аналізу та обговорення результатів роботи, представлених в дисертації, автор висловлює подяку співробітникам:

Інституту проблем безпеки АЕС НАН України:

Горанчуку В.В., Крушинському А.Г., Сидоруку М.М, Сіренку С.П.;

Інституту ядерних досліджень НАН України:

Волоху О.В., Макаровському В.М.;

Київського національного університету імені Тараса Шевченка:

Каденку І.М., Лучкову М.С., Піонтковському Ю.Ф., Шкарупі О.М.;

ЗАТ «Імпульс»:

Будику Д.В., Набатову А.С., Рипуну А.М., Устімову В.В.

СПИСОК ВИКОРИСТАНИХ ДЖЕРЕЛ

1. Абагян А.А. Авария на Чернобыльской АЭС и ее последствия. Информация подготовлена для совещания экспертов МАГАТЭ (25-29.08.1986 г., г. Вена. Обобщенный материал ГК ИАЭ СССР). - М., 1986.
2. Абдуллаев А.М. Трехмерный анализ аварии с выбросом ОР СУЗ в реакторе ВВЭР-1000 на номинальной мощности / Абдуллаев А.М, Жуков А.И., Слепцов С.Н. // Збірник з наукових праць СНУЯЕтаП. 2011. С. 7-15.
3. Алеева Т. Б. Экспериментальное исследование загрязненности графитовых кладок промышленных реакторов продуктами деления и актиноидами: дис. канд. физ.-мат.наук. - НИЯУ «МИФИ», 2004. С. 134.
4. Александров А.А. Таблицы теплофизических свойств воды и водяного пара / Александров А.А., Григорьев Б.А. – М.: Изд-во МЭИ, 1999. С. 168.
5. Алексеев А.В. Испытания в реакторе МИР твэлов ВВЭР-1000 в режиме аварии с вводом положительной реактивности: автореф. дисс. на соискание уч. степени канд. техн. наук Димитровград. 2011. С. 25.
6. Аппаратура контроля нейтронного потока АКНП-И. Технические условия. ТУ У 30.0-31393258-010-2003 А.
7. Аркадов Г.В. Виброшумовая диагностика ВВЭР / Аркадов Г.В., Павелко В.И., Усанов А.И. - М.: Энергоатомиздат. 2004. С.344.
8. Аркадов Г.В. Системы диагностирования ВВЭР / Аркадов Г.В., Павелко В.И., Финкель Б.М. - М.: Энергоатомиздат. 2010. С.391.
9. Архангельская А.И. Экономическая политика в условиях реформирования рынка электрической энергии и мощности и реализации инвестиционной программы ОАО «Концерн Росэнергоатом» / Архангельская А.И. // Сб. докл. 7-й МНТК «Безопасность эффективность и безопасность атомной энергетики. - М., 2010. - С. 22-25.
10. Аршавский И.М. Обзор методов построения математического обеспечения тренажера АЭС / Аршавский И.М., Крошилин А.Е., Селезнев Е.Ф. // Вопросы атомной науки и техники / Физика ядерных реакторов.

М.: Атомиздат. 1991. №5. С. 10-17.

11. Асеев Н.А. Влияние температуры на величину измеряемого тока датчиков прямой зарядки / сеев Н.А., Самигуллин Б.А. - Препринт НИИАР П-243. Димитровград. 1974. С. 33.
12. Афанасьев А.В. Экспериментальные исследования динамических свойств тепловыделяющих сборок реакторов ВВЭР: автореф. дисс. на соискание уч. степени канд. техн. наук. Подольск. 2010. С.28.
13. Бабенко В.О. Дослідження можливості виникнення, розвитку та властивостей самопідтримуючої ланцюгової ядерної реакції в паливомістких масах об'єкту "Укриття" / Бабенко В.О., Павлович В.М.// Щорічна наукова конференція Інституту ядерних досліджень НАН України, 1-5 лютого 2016 р., ІЯД НАН України, Київ, 2016 р. С. 86-87.
14. Бай В.Ф. Некоторые проблемы, возникающие при эксплуатации АКНП-7 на блоке № 3 Калининской АЭС / Бай В.Ф., Богачек Л.Н., Лачугин А.В., Макаров С.В. // Материалы 6-й международной научно-технической конференции "Безопасность, эффективность и экономика атомной энергетики". Москва, ФГУП концерн "Росэнергоатом", 21 –23 мая 2008 г.
15. Балаганский И.А. Природные и техногенные катастрофы / Балаганский И.А. - Учебное пособие. Новосибирский ГТУ. 2003. С. 55.
16. Бартоломей Г.Г. Основы теории и методы расчета ядерных энергетических реакторов / Бартоломей Г.Г., Бать Г.А - учеб. пособие для вузов. Под ред. Г.А. Батя. - М.: Энергоиздат, 1982. С. 511.
17. Бендат Дж., Пирсол А. Измерение и анализ случайных процессов / Бендат Дж., Пирсол А. - Мир- Москва. 1974. С. 464.
18. Бендат Дж. Применения корреляционного и спектрального анализа / Бендат Дж., Пирсол А. – Мир- Москва. 1983. С. 312.
19. Березовец А.М. О пространственном распределении нейтронов в каналах ионизационных камер реакторов типа ВВЭР / Березовец А.М., Бородкин Г.И., Бродкин Э.Б // Вопросы атомной науки и техники. Сер. Физика и техника атомных реакторов. 1987. Вып.8. С.74-77.

20. Бойко В. И. Что необходимо знать каждому человеку о радиации / Бойко В. И., Кошелев Ф. П. - Томск. Изд-во ТПУ. 1993. С. 51.
21. Борисенко В.И., Теоретические и практические вопросы моделирования кинетики ядерных реакторов / Борисенко В.И., Головач А.И., Гриневич Ф.А., Лукьянец В.В., Сидорук Н.М. - Киев: Препринт КИЯИ 88-42. 1988. С.38.
22. Борисенко В.И. Физико-технические решения проектирования системы контроля УУОРЗ «ЛОВУШКА» АЭС-88 / Борисенко В.И., Головач А.И., Герасько В.Н., Дурицкий И.А., Лукьянец В.В., Сидорук Н.М. - Киев: Препринт КИЯИ 90-10. 1990. С. 25.
23. Борисенко В.И. Численное моделирование газодинамических процессов в открываемой с торца трубе / Борисенко В.И., Кутищев М.А., Мукоид В.П // Прикладная механика и техническая физика. 1999. Т.40. №1., С.74-79.
24. Борисенко В.И. Пространственные эффекты реактивности, обусловленные изменением теплогидравлических и нейтронно-физических параметров активной зоны водо-водяного энергетического реактора: диссертация канд.техн.наук (05.14.03) НПО ЦКТИ. Ленинград. 1991 г. С.136.
25. Борисенко В.И. Стандартная проблема валидации кода RELAP5 для энергоблока с реактором ВВЭР-440 / Борисенко В.И., Крушинский А.Г., Мукоид В.П. // Проблемы безопасности атомных электростанций и Чернобыля, вып. 6, научно-техн. сборник, г.Чернобыль, 2006. С.41-48.
26. Борисенко В.И. Применение реактиметров для определения нейтронно-физических характеристик активной зоны / Борисенко В.И., Сидорук Н.М., Сиренко С.П. //Проблемы безопасности атомных электростанций и Чернобыля, вып. 6, научно-техн. сборник, г.Чернобыль, 2006. С.49-53.
27. Борисенко В.И. Анализ аварии с течью из первого контура во второй для реакторной установки с реактором ВВЭР-440 при валидации расчетного кода RELAP5 с участием специалистов Украины и Болгарии / Борисенко В.И., Крушинский А.Г., Мукоид В.П., P. Groudev, M. Pavlova // Проблеми

безпеки атомних електростанцій і Чорнобиля. 2008. Вип. 10. С. 12-19.

28. Борисенко В.И. Внедрение СППБ на АЭС Украины с ВВЭР-1000 / Борисенко В.И., Сиренко С.П. МНТК -2001, Информационный обзор материалов МНТК 2000–2008 гг. – М.: Энергоатом, 2009. С. 88.
29. Борисенко В.І. Особливості перехідного процесу в реакторній установці ВВЕР-1000 при спрацюванні прискореного попереджувального захисту / Борисенко В.І., Каденко І.М., Самойленко Д.В. // Ядерна фізика та енергетика. 2009 . Т. 10, № 2. С. 157-164.
30. Борисенко В.И. Об особенностях формирования сигнала аварийной защиты при реактивностных авариях на ВВЭР-1000 / Борисенко В.И. // Проблеми безпеки атомних електростанцій і Чорнобиля. 2012. Вип. 19. С. 20-28.
31. Борисенко В. И. Что необходимо определять: период или реактивность реактора? / Борисенко В.И. // Проблеми безпеки атомних електростанцій і Чорнобиля. - научно-техн. сборник, г.Чернобыль, 2010. Вип. 13. С.8-18.
32. Борисенко В.И. Анализ режима работы энергоблока ВВЭР-1000 с естественной циркуляцией теплоносителя первого контура в рамках реализации стандартной проблемы для валидации кода RELAP5 / Борисенко В.И., Крушинский А.Г., Мукоид В.П., П.Грудев, М.Павлова // Проблемы безопасности атомных электростанций и Чернобыля, вып. 15, научно-технический сборник, г.Чернобыль, 2011. С. 13–20.
33. Борисенко В.И., Ключников А.А., Пампуро В.И. Обоснование показателей безопасности АЭС / Борисенко В.И., Ключников А.А., Пампуро В.И. // Проблемы безопасности атомных электростанций и Чернобыля, вып. 15, научно-техн. сборник, г.Чернобыль, 2011. С. 6-12.
34. Борисенко В.И. О некоторых закономерностях последствий аварий на АЭС / Борисенко В.И. //Проблемы безопасности атомных электростанций и Чернобыля, вып. 18, научно-техн. сборник, г.Чернобыль, 2012. С.6-15.
35. Борисенко В.И. Определение консервативных параметров модели реактора для исследования переходных режимов работы ВВЭР-1000

Борисенко В.И., Горанчук В.В. // Проблемы безопасности атомных электростанций и Чернобыля, вып. 20, научно-технический сборник, г.Чернобыль, 2013. С.28-36.

36. Борисенко В.И. Исследование режима работы ВВЭР-1000 при отключении последнего питательного турбонасоса с уровня мощности менее 25 % номинальной / Борисенко В.И., Горанчук В.В., Крушинский А.Г. // Проблемы безопасности атомных электростанций и Чернобыля, вып. 20, научно-техн. сборник, г.Чернобыль, 2013. С.37-44.
37. Борисенко В.И. Особенности протекания некоторых переходных режимов со сбросом нагрузки на ВВЭР-1000 / Борисенко В.И., Самойленко Д.В., Каденко И.Н. // Атомная энергия. Т. 115, Вып. 3 . 2013. С.132-136.
38. Борисенко В.И. Экспериментальное определение подкритичности энергетического ядерного реактора / Борисенко В.И., Волох А.Ф., Горанчук В.В., Сидорук Н.М. // Ядерна фізика та енергетика. 2014. Т. 15. № 1. С. 35-42.
39. Борисенко В.И. Обоснование надежности систем отвода остаточного тепловыделения ядерного реактора с позиций безопасности АЭС / Борисенко В.И., Ключников А.А., Пампуро В.И. // Проблемы безопасности атомных электростанций и Чернобыля, вып. 22, научно-технический сборник, г.Чернобыль, 2014. С. 5-12.
40. Борисенко В.И. Модель формирования сигнала внутризонного детектора нейтронов / Борисенко В.И., Пионтковский Ю.Ф., Горанчук В.В. // Ядерна фізика та енергетика. 2016. Т. 17, №. 4. С. 364-373.
41. Борисенко В.И. О ядерной безопасности уран-графитовых реакторов / Борисенко В.И. // Проблемы безопасности атомных электростанций и Чернобыля, вып. 26, научно-техн. сборник, г.Чернобыль, 2016. С.15-26.
42. Борисенко В.И. Реализация нормативных и проектных требований по контролю нейтронно-физических параметров безопасности ВВЭР-1000 / Борисенко В.И. // Сборник докладов V международной научно-практической конференции "Повышение безопасности и эффективности

атомной энергетики", Одесса, 5-9 сентября 2016 г. – Одесса:, 2016.

43. Борисенко В.И. О некоторых параметрах ядерной безопасности уран-графитовых реакторов / Борисенко В.И. // Атомная стратегия XXI. Вып.122. 2017. С. 18-21.
44. Борисенко В.И. Застосування методів аналізу шумів у системах діагностики реакторів типу ВВЕР / В.И. Борисенко, Д.В. Будик, В.В. Горанчук. // Ядерна та радіаційна безпека. 2017. №1 (73). С. 48-53.
45. Борисенко В.И. Выбор консервативных допущений при обосновании ядерной безопасности систем хранения отработанного ядерного топлива / Горанчук В.В. Пионтковский Ю.Ф., Сапон.Н.Н. // Ядерна та радіаційна безпека. 2017. №2 (74). С.48-53.
46. Борисенко В.И. Исследование моделей родиевого эмиттера детектора прямого заряда / Борисенко В.И., Пионтковский Ю.Ф., Горанчук В.В. // Проблемы безопасности атомных электростанций и Чернобыля, вып. 28, научно-технический сборник, г.Чернобыль, 2017. С. 15-26.
47. Борисенко В.И. Обоснование нормативных показателей пределов повреждения твэлов / Борисенко В.И. // Атомная стратегия XXI. Вып.125. 2017. С. 12-13.
48. Борисенко В.І. Визначення консервативних припущень при обґрунтуванні ядерної безпеки систем зберігання ВТВЗ ВВЕР-440 / Борисенко В.І., Горанчук В.В., Піонтковський Ю.Ф. // Науково-виробничий журнал “Ядерна енергетика та довкілля”. № 1 (9). 2017. С.13-17.
49. Борисенко В.И. О надежности систем отвода остаточных энерговыделений ядерной энергетической установки / Борисенко В.И. // Атомная стратегия XXI. Вып.129. 2017.С. 16-17.
50. Боровик Г.Ф. Комплекс аппаратуры контроля нейтронного потока системы управления и защиты водо-водяных энергетических реакторов АЭС / Боровик Г.Ф., Буренко И.Е., Гусаров А.М. // Атомная энергия. Т.54. Вып.1. 1983. С. 27-36.
51. Бояринов В.Ф. Разработка алгоритмов и программ решения уравнения

переноса в ядерных реакторах методом поверхностных гармоник. Автореф. дисс. на соискание уч. степени доктора техн. наук. Москва – 2009, С.41.

52. Брагин В.А. Системы внутриреакторного контроля АЭС с ВВЭР / Брагин В.А., Батенин И.В., Голованов М.Н., Кужиль А.С. - М., Энергоатомиздат, 1987. С.128.
53. Булавин В.В. Алгоритм контроля различных видов колебаний внутрикорпусной шахты на основе анализа шумов тока нейтронных ионизационных камер, расположенных за корпусом реактора типа ВВЭР. Отчет ИАЭ // инв. №32/1-334-88 1988.С. 25.
54. Быков М.А. Анализ показаний аппаратуры нейтронного потока в режимах со срабатыванием ускоренной предупредительной защиты для реакторных установок с реактором ВВЭР-1000 / Быков М.А, Алехин Г.В., Петкевич И.Г. // Шестая междунар. науч.-техн. конф. "Обеспечение безопасности АЭС с ВВЭР". 06-29.05.2009. (ОКБ "ГИДРОПРЕСС", Подольск, Россия).
55. Ванеев Ю.Е. Развитие методов расчетного сопровождения эксплуатации исследовательских реакторов с применением прецизионных программ: автореф. дисс. на соискание уч. степени доктора техн. наук. Москва – 2014. С. 43.
56. Вейнберг А. Физическая теория ядерных реакторов / Вейнберг А., Вигнер Е. - М.: Изд-во иностр. лит. 1961. С. 732.
57. Вентцель Е.С. Теория вероятностей. -М.:Наука, 1969. С. 576.
58. Вероятностный анализ безопасности атомных станций. Методика выполнения./ В.Швыряев - М: ИАЭ им.Курчатова, 1992. С. 266.
59. Вероятностный анализ по безопасности INSAG-6. Доклад Международной консультативной группы по ядерной безопасности. Вена: Международное агентство по атомной энергии. 1994. С. 25.
60. Ветошкин А.Г. Надежность и безопасность технических систем / Ветошкин А.Г., Марунин В.И. - Учебное пособие – Пенза: Изд-во Пенз.

гос. ун-та, 2002. - 129 С.

61. Владимиров В.А. Управление риском. Риск, устойчивое развитие, синергетика / Владимиров В.А. Воробьев Ю.Л.– М.: Наука, 2000. С. 432.
62. Выдающиеся МИХМовцы в создании ядерного щита страны. Б. Горобец. [Электронный ресурс]. – Режим доступа: http://www.klaipeda1945.org/nashi-gosti/merkin-vladimir-iosifovich/.
63. Генеральная конференция МАГАТЭ. Доклад Генерального директора. Обзор ядерных технологий – 2016. GC(60)/INF/2. 13 июля 2016 года.
64. Горохов А.К. Методика определения эксплуатационного предела линейного энерговыделения в усовершенствованных активных зонах ВВЭР-1000 и его обеспечение в условиях ксеноновых колебаний: автореф. дисс. на соискание уч. степени канд. техн. наук. Подольск – 2008. С. 20.
65. Гусаров А.М. Современное построение аппаратуры контроля нейтронного потока. [Электронный ресурс]. – Режим доступа: http://www.proatom.ru/modules.php?name=News&file=article&sid=975
66. Даниленко В.П. Исследование динамических характеристик ионизационных камер / Даниленко В.П., Морозов С.А., Ковтун С.Н - Препринт. ФЭИ-2604. Обнинск. 1997. С. 14.
67. Елисеев В.В. Система контроля нейтронного потока АКНП-ИФ: особенности, обеспечение и оценка безопасности / Елисеев В.В., Пивоваров, Г.Ю., Набатов А.С. // Ядерная и радиационная безопасность. 2007. № 1. С. 33-49.
68. Ершов Г.А. Сравнительный анализ способов моделирования безопасности АЭС с помощью метода ДС-ДО, GO-метода и общего логико-вероятностного метода / Ершов Г.А., Козлов Ю.И., Татусьян А.О. // Материалы конференции «Практика разработки ВАБ и использования их результатов на действующих и вновь проектируемых АЭС». Москва, 18 - 21 ноября 2002 г.- М.: Атомэнергопроект, 2002.
69. Ефанов А.И. Опыт разработки и эксплуатации безинерционных

комптоновских эмиссионных детекторов нейтронов с эмиттером из двуокиси гафния / Ефанов А.И., Постников В.В. - Отчет НИКИЭТ // Москва 1987.

70. Жернов В.С. Новые системы управления аварийной защитой энергетических реакторов / Жернов В.С., Заикин А.А., Мирошник Ю.М., Пронякин А.В., Соколов И.В. // Ядерные измерительно-информационные технологии. 2005. №3. С.30-55.
71. Загальні положення безпеки атомних станцій. НП 306.2.141-2008.
72. Звіт про виконання державної експертизи ядерної та радіаційної безпеки сповіщення № 03-56-10 про зміну № 1 до типового ТРБЕ РГ-Б.0.03.179-09. ДНТЦ, 2010.
73. Игнатьев Д.Н. Экспериментальное исследование поведения твэлов ВВЭР в условиях аварии с большой течью из первого контура РУ: автореф. дисс. на соискание уч. степени канд. техн. наук. Подольск, 2009. С. 25.
74. ИНЕС. Руководство для пользователей международной шкалы ядерных и радиологических событий. МАГАТЭ. 2010. С. 250.
75. Итоговый отчет. Отчет по анализу безопасности. Анализ запроектных аварий энергоблока № 5 ЗАЭС. Запорожская АЭС. 21.5.59.ОБ.03, 2008.
76. Калугин М.А. Развитие прецизионных и инженерных методов и программ расчета ядерных реакторов с использованием алгоритмов Монте-Карло. Автореф. дисс. на стиск. уч. степени д-ра техн. наук. Москва. 2009. С.40.
77. Канальный ядерный энергетический реактор РБМК / М.А. Абрамов, В.И. Авдеев, Е.О. Адамов. Под общей ред. Ю.М. Черкашова // М.: ГУП НИКИЭТ. 2006. С. 632.
78. Карпан Н.В. Чернобыль. Месть мирного атома. 2006. [Электронный ресурс] – Режим достапа: http://www.twirpx.com/file/121267/.
79. Кипин Дж. Р. Физические основы кинетики ядерных реакторов / Кипин Дж. Р. - М.:Атомиздат. 1967. С. 428.
80. Кирилов П.Л. Тепломассообмен в ядерных энергетических установках / Кирилов П.Л., Богословская Г.П. – М.: Энергоатомиздат, 2000. С. 456.

81. Козлов И.Л. Совершенствование теоретических и методологических основ анализа безопасности АЭС при маловероятных аварийных событиях с катастрофическими последствиями: диссертация на соискание ученой степени д-ра техн. наук (05.14.14). Одесса –2016, С. 324.
82. Комплекс аппаратуры контроля нейтронного потока АКНП-7-02Б. Руководство по эксплуатации. РУНК.501319.034 РЭ. СНИИП-СИСТЕМАТОМ. 2002.
83. Комплекс составных частей активной зоны ВВЭР-1000. Каталожное описание. У0401.21.00.000 ДКО.
84. Комплекс составных частей активной зоны ВВЭР-1000. Каталожное описание. У0401.04.00.000 ДКО.
85. Комплексная методика определения физических и динамических характеристик реакторов РБМК-1000. РДЭО 1.1.2.09.0137-2009. ОАО «Концерн Росэнергоатом».
86. Комплекс программно-технический аппаратуры контроля нейтронного потока ПТК АКНП. Технические условия ТУ У 30.0-31393258-010-2003 А. СНПО «Импульс». 2003. С. 122.
87. Комплексная (сводная) программа повышения безопасности энергоблоков АЭС Украины (КсППБ), (утверждена постановлением Кабинета Министров Украины № 1270 от 7 декабря 2011 г.).
88. Круглов А.К. Как создавалась атомная промышленность в СССР / Круглов А.К. - М.: ЦНИИатоминформ, 1995. С. 380.
89. Кудрявцев К.Г. Контроль за размножающими свойствами хранилища ОЯТ ЛАЭС с использованием комплекса программ САПФИР_95&RC и установки измерения УИП-005 / Кудрявцев К.Г., Калязин Н.Н., Болотов Д.В. // Сборник докладов Симпозиума XVII фестиваля "Dysnai-2004".
90. Кузнецов В. М. Производственное объединение «Маяк» (Челябинск-65). История объединения. Основные производства. Хранение радиоактивных отходов и отработавшего ядерного топлива. Радиационное наследие холодной войны / В. М. Кузнецов, А. Г. Назаров. – М.: Ключ-С, 2006.

С. 470-529.

91. Кузнецов И.А. Аварийные и переходные процессы в быстрых реакторах. Библиотека эксплуатационника АЭС (т. 17) / Кузнецов И.А. - М.: Энергоатомиздат. 1987. С. 171.
92. Курченков А.Ю. Переходные функции, используемые при восстановлении и контроле энерговыделения реакторных установок водо-водяного типа: автореф. дис. на соискание уч. степени канд. физ.-мат. наук. - М.: НИЦ КИ, МИФИ, 2013. С. 26.
93. Кучин А.В. Консервативный анализ реактивностных аварий (RIA) с использованием модели пространственной кинетики / Кучин А.В., Овдиенко Ю.Н.,. Халимончук В.А. // Ядерна та радіаційна безпека. 2009. № 4. С. 10-22.
94. Лалетин Н.И. Об уравнениях гетерогенного реактора / Лалетин Н.И. // ВАНТ серия Физика ядерных реакторов. 1981г. Вып. 5(18) С. 31-46.
95. Либман Ж. Безопасность французских ядерных установок и методы ее анализа - Институт по защите и ядерной безопасности (IPSN). 1993. С.297.
96. Лизоркин М.П., Курченкова Г.И., Лебедев В.И. Аннотация программы ПЕРМАК-У / Лизоркин М.П., Курченкова Г.И., Лебедев В.И. // Вопросы атомной науки и техники, серия: Физика и техника ядерных реакторов. Вып.4. 1988.
97. Лизоркин М.П. Расчетное моделирование нейтронно-физических и сопряженных физико-теплогидравлических процессов в реакторах ВВЭР: автореф. дисс. на соискание уч. ст. канд. техн. наук. Москва -2007. С.28.
98. Лисенков Е.А. Исследование процессов перемешивания петлевых потоков теплоносителя в опускном канале и напорной камере реактора ВВЭР: автореф. дисс. на соискание уч. ст. канд. техн. наук. Подольск - 2009, С.28.
99. Ломакин С.С. Ядерно-физические методы диагностики и контроля активных зон для реакторов АЭС / Ломакин С.С. -. М.:Энергоиздат, 1986.

100. Малетти Р.М. Исследование пространственной зависимости коэффициентов реактивности реактора ВВЭР-1000 с помощью внутризонных детекторов / Малетти Р.М., Борисенко В.И., Цоглин Ю.Л., Волошенюк С.Г., Лукьянец В.В., Омельченко И.А. и др. - Киев: Препринт КИЯИ-91-35. 1991. С. 40.
101. Малков А.П. Обеспечение ядерной безопасности водоохлаждаемых исследовательских реакторов: автореферат диссертации на соискание ученой степени доктора технических наук. Димитровград. 2012. С.44.
102. Мараказов А.А. Методика расчета мощностей кассет реакторов ВВЭР в двухгрупповом диффузионном приближении / Мараказов А.А. - Препринт ИАЭ-2781. 1979.
103. Методики расчёта нейтронно-физических характеристик по данным физических экспериментов на энергоблоках АЭС с реакторами ВВЭР-1000. РДЭО 0151-2004. ОАО «Концерн Росэнергоатом». 2005 г.
104. Мительман М.Г. Детекторы для внутриреакторных измерений энерговыделения / Мительман М.Г., Дубровский Б.Г., Любченко В.Ф., Розенблюм Н.Д. -. М.:Атомиздат. 1977.
105. Мительман М.Г., Розенблюм Н.Д. Зарядовые детекторы ионизирующих излучений Мительман М.Г., Розенблюм Н.Д. - Энергоиздат Москва – 1982. С. 77.
106. Морозов С.А., Лазаревская И.Е., Швецов Д.М. Одномерная нейтроннотемпературная шумовая модель активной зоны ВВЭР в двухгрупповом диффузионном приближении. Отчет ФЭИ // Инв. №9590 1997.
107. Нигматулин Б.И. Все риски проекта АЭС Аккую. Краткая справка. [Электронный ресурс] - Режим доступа: http://www.proatom.ru/modules.php?name=News&file=article&sid=3715.
108. Нормы радиационной безопасности Украины. НРБУ-97/Д-2000.
109. Носовський А.В.Аналіз міжнародних підходів до розробки систем показників безпеки / Носовський А.В., Лігоцький О.І., Чемерис І.О. //

Ядерна та радіаційна безпека. К. 2009. Т.12, Вип.4, С. 36-41.

110. НТС ГП НАЭК «Энергоатом». Разработка национального расчетного комплекса СВРК-М2. Протокол №3, от 16.11.2016.
111. О критериях и требованиях безопасности к новым энергоблокам АЭС в свете уроков аварии на АЭС "Фукусима-Даичи" / Г.В. Громов, А.М. Дыбач, О.В. Зеленый, В.В. Инюшев, А.В. Носовский, С.Э. Шоломицкий, М.Х. Гашев, Е.А. Миколайчук // Ядерна та радіаційна безпека. 2013. Вип. 1. С.7-9.
112. О техническом регулировании. Федеральный закон РФ. 2008.
113. Обоснование безопасности при эксплуатации. Разработка материалов для корректировки ТОБ АС энергоблоков АЭС с ВВЭР-1000 в части уточнения режимов эксплуатации со срабатыванием УПЗ (УРБ)". - ОАО "Концерн Энергоатом". 2009.
114. Обосновывающие материалы по корректировке настроек АКНП-И энергоблока №2 ХАЭС. НАЭК «Энергоатом». ХАЭС. – Нетешин. 2008.
115. Общие положения обеспечения безопасности атомных станций при проектировании, сооружении и эксплуатации (ОПБ-88).-М: Минэнерго СССР. 1989.
116. Основные положения обеспечения безопасности промежуточных хранилищ сухого типа. НП 306.2.105-2004, ГИЯРУ. 2004.
117. Основные принципы безопасности атомных станций. Отчет Международной консультативной группы по ядерной безопасности. Серия безопасности 75. INSAG-3, Rev.1 INSAG-12.
118. Острейковский В.А. Безопасность атомных станций. Вероятностный анализ/Острейковский В.А., Швыряев Ю.В. - М.:Физматлит, 2008. С. 352.
119. Отраслевое техническое решение НАЭК «Энергоатом» «О внедрении усовершенствованного алгоритма формирования сигнала АЗ в аппаратуре контроля нейтронного потока АКНП-И (ИФ) по периоду изменения нейтронной мощности реактора ВВЭР-1000» ОТР-1234.03.127-08.
120. Отраслевое техническое решение о внедрении защиты АЗ по факту

отключения 2-х ТПН. № ОТР М.1234.03 -190.12. НАЭК «Энергоатом». 2011.

121. Отчет «О безопасности и устойчивости эксплуатации энергоблоков АЭС с ВВЭР-1000 в динамических режимах со срабатыванием УПЗ (УРБ)». - ОАО «ВНИИАЭС». 2008.
122. Окончательный отчет по анализу безопасности. Т. 4. Гл. 4. Реактор. Ч. 3. Нейтронно-физические расчеты. 43-923.203.254.ОБ.04.03. Ред. 1.Ф. Хмельницкая АЭС. Энергоблок № 2. 2004.
123. Окончательный отчет по анализу безопасности. Т. 16, гл. 16. Пределы и условия безопасной эксплуатации 43-923.203.254.ОБ.16.РЕД.2.Ф. Хмельницкая АЭС. Энергоблок №2. 2004.
124. Отчет о выполнении оценки на соответствие требованиям действующей в Украине НТД по ЯРБ научно-технического отчета «Анализ влияния величины интервала времени, на котором вычисляется период изменения мощности реактора, на безопасность реакторной установки ВВЭР-1000» 047-МЦЯБ.00.ЛИЯБ.ГКЯРУ.ОТ.09(П)
125. Павелко В.И. Нейтронно-температурные шумовые модели активной зоны ВВЭР / Павелко В.И. // Атомная энергия. 1992. Т.72. Вып. 6. С. 66-81.
126. Павлович В.Н. О точности определения параметров глубоких подкритичностей методом Фейнмана / В.Н. Павлович, А.В. Поднебесный // Ядерна фізика та енергетика. 2014. Т. 15. № 2. С. 132-139.
127. Пампуро В.И., Борисенко В.И. Обеспечение эффективности модернизации АЭС Украины в процессе применения технических средств и стандартов США / Пампуро В.И., Борисенко В.И. - Препр./НАН Украины. Ин-т электродинамики, № 826). 1999. С.32.
128. Пампуро В.И. Структурная информационная теория надежности систем / Пампуро В.И. - К.: Наукова думка, 1992. С. 324.
129. Пампуро В.И. Оптимальное управление безопасностью экологически опасных объектов / Пампуро В.И. - Киев: Наукова думка. 2012. С. 599.
130. Пампуро В.И. Управление безопасностью объектов атомной энергетики

согласно концепции виртуальной аварии / Пампуро В.И. // Доп. НАН України. 2007. № 11. С. 180-185.

131. Пампуро В.И. Методологические ограничения метода дерева событий / Пампуро В.И. // Доп. НАН України. 2008. № 12. С. 161-165.

132. Пампуро В.И. Современная методология управления безопасностью АЭС / Пампуро В.И., Борисенко В.И. //Проблемы безопасности атомных электростанций и Чернобыля, вып. 13, научно-технический сборник, г.Чернобыль. 2010. С. 27-34.

133. Патент на изобретение RU №2310248: Система контроля нейтронного потока ядерного реактора.

134. Патент на изобретение RU №2458415: Способ защиты активной зоны реактора ввэр по превышению мощности и скорости изменения мощности реактора с использованием показаний фоновых внутриреакторных детекторов.

135. Патент на изобретение RU №2372677: Способ определения реактивности ядерной установки при выводе ее в критическое состояние.

136. Патент на изобретение №2451348: Способ определения энерговыделения в активной зоне по показаниям нейтронных детекторов в процессе эксплуатации реактора типа ВВЭР.

137. Петров Е.А. Влияние пространственных эффектов выгорания на показания внутриреакторных датчиков прямой зарядки / Петров Е.А. Семенов А.А. //Научная сессия МИФИ-2008. Том 1. С.131-133.

138. Петрунин Д.М., Беляева Е.Д., Киреева И.Л. Программа БИПР-5. Описание структуры входных данных. ИАЭ-2519. Москва. 1975. С.37.

139. Пинегин А.А. Методическая и константная погрешности экспериментального определения дифференциальной эффективности групп ОР СУЗ в реакторе ВВЭР-1000 / Пинегин А.А., Шумский Б.Е., Гриневич Г.Ю. // Научная сессия МИФИ-2007. Том 8. С.95-96.

140. Піонтковкський Ю.Ф. Вплив параметрів активної зони ВВЕР-1000 на

формування сигналу ДПЗ / Піонтковкський Ю.Ф., Борисенко В.І. // Тези доповідей. XXIII щорічна наукова конференція Інституту ядерних досліджень НАН України. 1-5 лютого 2016 р. С. 104.

141. Піонтковкський Ю.Ф. Врахування вигоряння ДПЗ в задачі відновлення енергорозподілу по активній зоні ВВЕР-1000 Піонтковкський Ю.Ф., Борисенко В.І. // Сборник докладов V международной научно-практической конференции "Повышение безопасности и эффективности атомной энергетики", Одесса, Украина, 5-9.09.2016 г. – Одесса. 2016.
142. По вопросу положительного выбега реактивности. Письмо НИКИЭТ № 050-01/1124 от 02.02.1984. [Электронный ресурс] – Режим доступа: http://accidont.ru/PS_letter.html.
143. Пономаренко Г.Л. Новый концептуальный подход для определения минимально достаточного количества ОР СУЗ в ВВЭР Пономаренко Г.Л. // Сборник докладов МНТК-2011. Подольск. С.234-241.
144. Правила безопасности при хранении и транспортировании ядерного топлива на объектах ядерной энергетики, ПНАЭ Г-14-029-91, Госпроматомнадзор СССР. 1991.
145. Правила ядерної та радіаційної безпеки при перевезенні радіоактивних матеріалів НП 306.2006.124-2006 (ПБПРМ-2006), ГИЯРУ.
146. Правила ядерной безопасности атомных электростанций. ПБЯ РУ АС-89. ПНАЭ Г-1-024-90.
147. Правила ядерної безпеки реакторних установок атомних станцій з реакторами з водою під тиском. НП 306.2.145-2008.
148. Программа “О реализации мероприятий по повышению безопасности и модернизации энергоблока № 2 Хмельницкой АЭС” НАЭК «Энергоатом». 2004.
149. Проект углублённого анализа безопасности энергоблока №5 ЗАЭС. База данных по ядерной паропроизводящей установке (10044DL12R): ОП “ЗАЭС”, 2000.
150. Разработка методов и средств контроля подкритичности активной зоны

реактора [Текст]: отчет о НИР (закл.) / Институт проблем безопасности АЭС НАН Украины; рук. НИР Борисенко В.І.; исполн. : Крушинский А.Г., Горанчук В.В., Сидорук Н.М. [та ін.].- К., 2011. С. 71. ДКР 0108U000726.

151. Разработка методов и средств идентификации состояния реакторной установки на основе применения методов шумовой диагностики [Текст]: отчет о НИР (закл.) / Институт проблем безопасности АЭС НАН Украины; рук. НИР Борисенко В.І.; исполн. : Сиренко С.П., Крушинский А.Г., Сидорук Н.М. [та ін.].- К., 2007- 25 С. ДКР 0104U000991.
152. Разработка полномасштабных математических моделей динамики АЭС с РБМК-1000 и анализ на их основе начальной стадии аварии на Чернобыльской АЭС / Совместный отчет ВНИИАЭС, КИЯИ и ИАЭ им. И. В. Курчатова. - Инв. № 07-282 1/89. - 1989.
153. Расчет теплогидравлический «Прекращение подачи питательной воды в ПГ (отключение двух ТПН). Запорожская АЭС. 320-Пр-287. ОКБ «Гидропресс». - Подольск, 1995. С. 44.
154. Реакторная установка В-320. Техническое обоснование безопасности реакторной установки. 320.00.00.00.000 Д61. ОКБ ГП.1987.
155. Реакторостроение и теория реакторов. /Доклады советской делегации на Международной конференции по мирному использованию атомной энергии. Женева,1955. Изд-во АН СССР, Москва,1955. С. 308.
156. Розробка методів та засобів контролю коефіцієнтів реактивності ядерного реактора [Текст]: звіт про НДР (закл.) / Інститут проблем безпеки АЕС НАН України; керівник НДР Борисенко В.І.; викон. : Горанчук В.В., Сидорук М.М. [та ін.].- К., 2016- 67 С. ДКР 0112U004544. – Інв. № 0717U000754.
157. Российская стандартная проблема безопасности № 1 (СПБ-1) на стенде ИСБ-ВВЭР. Малая течь 2,4 % из выходной камеры реактора: (Заключит. отчет) / ЭНИЦ. - Инв. № 3.433. - Электрогорск, 1995.
158. Российская стандартная проблема безопасности №. 2 (СПБ-2) на стенде

ИСБ-ВВЭР. Малая течь 11 % из выходной камеры реактора с последующим отключением циркуляционных насосов: (Заключит. отчет) / ЭНИЦ. - Инв. № 2.468 - Электрогорск, 1997.

159. Румянцев А.Н. Чернобыль в 2009 году. [Электронный ресурм] – Режим доступа: http://www.proatom.ru/modules.php?name=News&file=article&thold=1&mode=flat&order=1&sid=2842
160. Садулин В.П. Расчет энерговыделения в кипящем реакторе на основе показания подвижных родиевых детекторов прямой зарядки./ Садулин В.П., Семидоцкий И.Н., Федякин Р.Е., Лещенко Ю.Н. - Препринт. НИИАР-42(450). Димитровград, 1980.
161. Садулин В.П. Измерительный комплекс для контроля расхода теплоносителя в тепловыделяющих сборках корпусного кипящего реактора турбинно-нейтронным методом (на примере реактора ВК-50): автореферат диссертации на соискание ученой степени кандидата технических наук. Димитровград. 2010. С.25.
162. Самигуллин Б.А., Спиридонов Ю.Г., Сулаберидзе В.Ш.,.Валиуллин Ф.Х. Средства измерения некоторых параметров испытания образцов В реакторных експериментах / Самигуллин Б.А., Спиридонов Ю.Г., Сулаберидзе В.Ш.,.Валиуллин Ф.Х. - Препринт НИИАР-9 (792), М.:ЦНИИатоминформ, 1990.- 17 С.
163. Самойлов О.Б. Уточнение методики учета отклонений локальных параметров при обосновании теплотехнической надежности активной зоны из ТВСА ВВЭР-1000 / Самойлов О.Б.,. Фальков А.А, Морозкин О.Н., Лукьянов В.Е. // Труды Нижегородского государственного технического университета им. Р.Е. Алексеева № 4(83). С. 111-119.
164. Сапон М.М. Визначення коефіцієнтів реактивності ВВЕР-1000 в програмному коді MCNP / Сапон М.М., Борисенко В.І. // Тези доповідей. XXIII щорічна наукова конференція Інституту ядерних досліджень НАН України. 1-5 лютого 2016 р. С. 107.
165. Саркисов А.А.Физические основы эксплуатации ядерных

паропроизводящих установок / Саркисов А.А., Пучков В.Н. – М., Энергоатомиздат, 1989.

166. Саунин Ю.В. Возможности оперативных оценок весовых коэффициентов средневзвешенной тепловой мощности реакторов ВВЭР / Саунин Ю.В., Добротворский А.Н., Семенихин А.В. // Сборник докладов 6-я МНТК «Обеспечение безопасности АЭС с ВВЭР» ОКБ «ГИДРОПРЕСС», Подольск, Россия 26-29 мая 2009 г.
167. Саунин Ю.В. Разработка методик комплексных испытаний систем внутриреакторного контроля ВВЭР. Автореферат диссертации на соискание ученой степени кандидата технических наук. Мытищи – Нововоронеж. 2010. С.32.
168. Сборки внутриреакторных детекторов. СВРД. Руководство по эксплуатации. ШПИС.418260.002 РЭ.
169. Сергин А.С. Аннотация TRIGEX для малогруппового нейтронно-физического расчета реактора в трехмерной гексагональной геометрии / Сергин А.С. // Вопросы атомной науки и техники. Физика ядерных реакторов. М., 1983. № 4-33. С. 59-60.
170. Слисенко В.И. Повышение ядерной и радиационной безопасности на исследовательском реакторе ВВР-М / Слисенко В.И., Мазина Н.И., Макаровский В.Н., Решетицкий С.В. // Труды Одесского политехнического университета, 2008, вып.1 (29). С.112-116.
171. Соколов И.В., Лужнов А.М., Костицин А.Р. и др. Внереакторный контроль мощности ВВЭР аппаратурой АКНП-АКЭ / Соколов И.В., Лужнов А.М., Костицин А.Р. // Сборник докладов. 7-я МНТК «Обеспечение безопасности АЭС с ВВЭР» ОКБ «ГИДРОПРЕСС», Подольск, Россия 17-20 мая 2011 г.
172. Солдатов С.А. Определение систематической ошибки и дисперсии расчётной последовательности CSAS26 пакета программ SCALE-5 / Солдатов С.А., Черницкий С.В., Леонов С.Н. // Ядерна та радіаційна безпека 3 (51).2011. С.47-52.

173. Сопровождение условий действия лицензий Ростехнадзора. Улучшение топливоиспользования. Анализ безопасности режима со срабатыванием УПЗ (УРБ) на российских АЭС с ВВЭР-1000". - ОАО "Концерн Энергоатом". 2008.

174. Сосуды уравнительные. Техническое описание и инструкция по эксплуатации. У213-И-1701, ГКАЭ, 1978.

175. Стандартная проблема безопасности -3 (СПБ-3) на стенде ИСБ-ВВЭР: исходные данные для пре-тест расчетов / ЭНИЦ. - Электрогорск, 1997.

176. Стефенсон Р. Введение в ядерную технику. Пер. с англ. Ю.В. Семенова, М.Г. Циммерман . Под ред. Д.И. Воскобойника. - М.: Гостехтеориздат, 1956. С. 536.

177. Султанов Н.В. Метод поверхностных псевдоисточников и построение на его основе устойчивых алгоритмов для многогрупповых расчетов ячеек ядерных реакторов. Автореферат диссертации на соискание ученой степени доктора физико-математических наук. Москва. 2012. С.35.

178. Техническая справка. Анализ НФХ и надежности топлива блока № 2 Хмельницкой АЭС в переходном режиме после срабатывания ускоренной предупредительной защиты. - М.: РНЦ «Курчатовский институт», 2008.

179. Технический отчет МАГАТЕ. IAEA-EBR-WWER-05 (березень 1996).

180. Технический отчет «Модернизация проектного режима работы УРБ реакторной установки ВВЭР-1000. Разработка ОАБ по модернизации режима работы УРБ». - ООО “ФИЗАР”, 2008.

181. Техническое задание. ИТКЯ.20.0448 ТЗ. Оборудование комплексной системы диагностики систем реакторной установки и системы контроля перемещения трубопроводов первого контура (КСД). СНПО «Импульс». 2015.

182. Технологический регламент безопасной эксплуатации энергоблока № 4 Ривненской АЭС. 4-Р-РАЭС.

183. Токарев Д.В. Оценка вероятности возникновения аварий на нефтеперерабатывающих, нефтехимических и химических предприятиях.

Нефтегазовое дело, 2005.

184. Тихомиров Г.В. Комплексное математическое моделирование нейтронно-физических процессов на основе системного похода: автореферат диссертации на соискание ученой степени доктора физико-математических наук. Москва 2013. С.52.
185. Трофимова Н.А. Использование программы RELAP для моделирования максимальной проектной аварии при мгновенном двустороннем разрыве холодной нитки циркуляционного трубопровода ВВЭР-1000 / Трофимова Н.А., Борисенко В.И., Майстренко А.Н., Шкарупа А.М. // Материалы ежегодной научной конференции ИЯИ.1995. С.211-214.
186. Трубчанинов С.А. Оценка эксплуатационной надежности детекторов, используемых в аппаратуре контроля нейтронного потока / Трубчанинов С.А. // Радіоелектронні і комп'ютерні системи. 2012, №7 (59). С. 325-329.
187. Углубленный анализ безопасности энергоблока № 1 Ровенской АЭС. Описание расчетной модели для компьютерного кода RELAP5. 1D110DL11R15. - К. 1996. С. 389.
188. Уивер Л. Риск от аварии на АЭС с легководяными реакторами. Безопасность ядерной енергетики / Уивер Л. – М.:Атомиздат. 1980. С. 114-133.
189. Уриг Р. Статистические методы в физике ядерных реакторов /Уриг Р. – Атомиздат. 1974. С. 400.
190. Федуленко В.М. К истории промышленных энергетических уран-графитовых реакторов (История атомной энергетики Советского Союза и России) / Под ред. В. А. Сидоренко. - М.: ИздАТ, 2001. С. 256.
191. Фейнберг С.М. Теория ядерных реакторов. Т. 1. Элементарная теория реакторов: учебник для вузов / Фейнберг С.М., Шихов С.Б., Троянский В.Б.. - М.: Атомиздат, 1978. С. 400.
192. Халимончук В.А. Функционирование программного обеспечения СВРК ВВЭР-1000 верхнего уровня в условиях реализации в Украине расширенной программы по диверсификации ядерного топлива / В.А. Халимончук // Ядерна та радіаційна безпека. 2015. Вип. 1. С. 7-12.
193. Халимончук В.А. Внедрение в эксплуатацию на украинских АЭС новых

типов топлива: состояние, конструкционные особенности, преимущества, проблемы, возможность реализации маневренных режимов / Халимончук В.А., Кучин А.В. // Ядерна та радіаційна безпека. 2008. Вип. 1. С. 10-16.

194. Хенли Э.Д. Надежность технических систем и оценка риска / Хенли Э.Д., Кумато Х. - М.: Машиностроение, 1979. С. 528.
195. Хетрик Д. Динамика ядерных реакторов / Хетрик Д. - М.:Атомиздат, 1975. С.114.
196. Хотяїнцев В.М. Реактивність у теорії стаціонарної хвилі ядерних поділів / В.М. Хотяїнцев, О.М. Хотяїнцева, В.М. Павлович // Матеріали щорічної наук. конф. ІЯД (26-30 січня 2015 року). Київ. 2015. С. 114.
197. Централизованное хранилище отработанного ядерного топлива реакторов ВВЭР Украины. Предварительный отчет по анализу безопасности. Глава 8. Ядерная безопасность. ГНИЦ СКАР. 2016. С.54.
198. Цимбалов С.А. Характеристики родичевого детектора нейтронов ДПЗ-1М / Цимбалов С.А. - Препринт ИАЭ-3899/4. 1984. С.16.
199. Цимбалов С.А. Испытания системы внутриреакторного контроля при пуске АЭС с реактором ВВЭР-440 / Цимбалов С.А., Шикалов В.Ф., Крейко А.В. - Препринт ИАЭ-3050. 1974. С.24.
200. Чернобыльская авария: дополнение к INSAG-1. Серия изданий по безопасности № 75-INSAG-7. - Вена: МАГАТЭ,1993. - С. 159.
201. Шаманин И.В. Контроль поля энерговыделения в процессе эксплуатации ядерного реактора с помощью детекторов прямого заряда / Шаманин И.В, Киселев А.В., Лызко В.А. // Известия Томского политехнического университета. 2010. Т. 316. № 2. С.67-71.
202. Шараевский И.Г. Проблемы диагностики виброакустической безопасности реакторов ВВЭР (часть 1) / Шараевский И.Г., Фиалко Н.М., Зимин Л.Б., Бабак С.В., Шараевский Г.И. // «Проблеми безпеки АЕС і Чорнобиля». Вип. 25. 2015. С.5-14.
203. Шараевский И.Г. Проблемы диагностики виброакустической безопасности реакторов ВВЭР (ч.2) / Шараевский И.Г., Фиалко Н.М., Зимин Л.Б., Бабак С.В., Шараевский Г.И. // «Проблеми безпеки АЕС і Чорнобиля». Вип. 26., 2016. С. 44-51.

204. Шараевский И.Г. Актуальные проблемы совершенствования компьютерных теплогидравлических кодов / Шараевский И.Г., Фиалко Н.М., Носовский А.В., Зимин Л.Б., Шараевский Г.И. // Проблеми безпеки АЕС і Чорнобиля». Вип. 25. 2015. С. 30-38.

205. Шелегов А.С. Физические особенности и конструкция реактора РБМК-1000 / Шелегов А.С., Лескин С.Т., Слободчук В.И. - Учеб. пособ. – М.: МИФИ, 2011. С.64.

206. Шестопалов В.М. Проблемы оптимального управления безопасностью геологического захоронения радиоактивных отходов / Шестопалов В.М, Пампуро В.И., Шибецкий Ю.А. – Киев, 2008. С. 172.

207. Шикалов В.Ф. Исследование детекторов прямой зарядки и развитие методов их использования на ядерных реакторах. Автореферат диссертации на соискание ученой степени кандидата технических наук. Москва, 1998. С. 28.

208. Шкарупа АМ. Использование метода Монте-Карло для создания систем адекватного контроля нейтронной мощности реакторов ВВЭР-1000 / Шкарупа АМ., Борисенко В.И., Трофимова Н.А. // Материалы ежегодной научной конференции ИЯИ.1995. С.215-218.

209. Ярославцева Л.Н., Шишков Л.К. Алгоритм решения двухмерного и трех-мерного многогруппового уравнения диффузии // Отчет ВНИИАЭС №ОЭ-0453/78. М., 1978. С. 310.

210. Advanced surveillance, diagnostics, and prognostics techniques used for health monitoring of systems, structures, and components in nuclear power plants. Appendix to the CRP main report. http://www-pub.iaea.org/MTCD/ Publications/PDF/SupplementaryMaterials/p1599/Appendix.pdf

211. Analytis G.Th. Investigation of the Space-Dependent Global Component of the Neutron-to-Inlet Coolant Temperature Fluctuations// Annals of Nuclear Energy. 1978. V. 5. p. 597-612.

212. Borissenko V.I. New System for the Adequate Monitoring of WWER-1000 Reactors. Proceedings SMORN-VII . A Symposium on Nuclear Reactor Surveillance and Diagnostics. / Nuclear Energy Agency OECD. 1995. Vol.2. p.383-388.

213. Borissenko V.I. On Utilization of the Self-powered Neutron Detectors for the Reactivity Control. Proceedings INCORE96. Specialists Meeting on In-core Instrumentation and Reactor Core Assessment. 14-17 October 1996, Mito, Japan. Session 3-2. p. 1-5.

214. Borysenko V.I., Kadenko I.M., Krushynsky A.G., Shkarupa O.M.. Analysis of accelerated unit uploading transient with point and 3D neutron kinetics models for VVER-1000 /The 2rd International Conference “Current Problems in Nuclear Physics and Atomic Energy”, June 9 - 15, 2008, Kyiv, UKRAINE. p. 54.

215. Borysenko V.I., Kadenko I.M., Samoilenko D.V. Transitional process peculiarities after activation of the accelerated uploading of the block /The 2rd International Conference “Current Problems in Nuclear Physics and Atomic Energy”, June 9 - 15, 2008, Kyiv, UKRAINE. p. 55.

216. Borysenko V.I., Kadenko I.N., Samoilenko D.V. The features to use the “period of reactor” as a parameter important for safety of NPPs with WWER-1000 /The 3rd International Conference “Current Problems in Nuclear Physics and Atomic Energy”, June 7 - 11, 2010, Kyiv, UKRAINE. p. 128-129.

217. Borysenko V.I., Kadenko I.M., Samoilenko D.V. Study of accelerated unit unloading mode initiated by turbine feed pump trip with TVSA fuel assemblies operation in WWER-1000// Collection of Reports 4th IC Current Problems in Nuclear Physics and Atomic Energy (NPAE-Kyiv2012) 3-7 Sept. 2012. p. 499-503.

218. Computer code validation for transient analysis of VVER and RBMK reactors. Final RELAP5 validation plan for application to VVER. – M. 1998. 69 p. (USINSC/RINSC joint project. WO 974066401).

219. Czibok T., Dezso Z., Horvath Cs. A modernized and versatile startup reactivity measuring system installed at NPP Paks and its application for subcritical systems. Nuclear Engineering and Design. V.236. 2006. p. 2356-2364.

220. Czibók T., Dezső Z., Kiss S., Krinizs K., Lipcsei S. Upgrading the reactor noise diagnostic systems at the Paks NPP. Proceedings of the International Conference Nuclear Energy for New Europe. September 9-12, 2002. Kranjska Gora, Slovenia.

221. Dana Kelly, Curtis Smith. PRA Basis for Regulatory Applications. Kiev, Ukraine. October 1995 [through the U.S. Nuclear Commission (E8276)].

222. Demaziere C. Development of a Noise-Based Method for the Determination of the Moderator Temperature Coefficient of Reactivity (MTC) in Pressurized Water Reactors (PWRs). Thesis for the degree of Doctor of Philosophy. , Sweden 2002.

223. Doulin V.A., Spriggs G.D. On the Rossi α Measurements of β_{eff} in Reflected Reactors. Atomnaja Energiya. V.82, No 2. 1997. p. 66-68.

224. Farmer F.R. "Sitting Criteria - New Approach", "containment Siting of Nuclear Power Plants", Proc. Symp.. Vienna Pap., SM-89/34 (1967).p.17-23.

225. Feynman R., De Hoffman F., Server R. //Journal of Nuclear Energy 1956. V. 3. No 64.

226. Final Rivne NPP VVER-440 Thermal–Hydraulics Standard Problem Analysis Report, BOA278065-A-R4, INRNE, Sofia. 2002.

227. Feyman R.P. Ctatistical Behavior of Neutron Chains. LA-591 (DEL). Los Alamos Scientific Laboratory. 1946.

228. Housiadas C., Antonopoulos-Domis M. Estimation of the moderator temperature coefficient of reactivity via noise analysis using closed-loop transfer functions. Annals of Nuclear Energy 28 (2001) 983-991.

229. Grundmann U. and Rohde U., DYN3D – A 3-dimensional core model for steady state and transient analysis in thermal reactors, in Proceedings of the International Conference on the Physics of Reactors (PHYSOR ’96), Mito, Japan, September 16-20 1996, Atomic Energy Society of Japan.

230. Grundmann U., Rohde U., and Mittag S., DYN3D – Three-dimensional core model for steady-state and transient analysis of thermal reactors, in Proceedings of the 2000 ANS International Topical Meeting on Advances in Reactor Physics and Mathematics and Computations into the Next Millenium (PHYSOR 2000), Pittsburgh, USA, 2000.

231. Guideline for performing code validation within the DOE International Nuclear Safety Center (INSC). - Argonne. 2000. – 13 p. – (Guidelines of US/Russia International Nuclear Safety Center (USINSC/RINSC). WO №974056401, 974066401).

232. Hansen G.E. The Rossi α Method. Workshop on Subcritical Reactivity Measurements. University of New Mexico. August 25-29, 1985.
233. Jakes M. Monitoring and diagnostic system of NPP Temelin operational monitoring of primary circuit components // Regional Workshop IAEA. 28-31.01.2003, Udomlya.
234. Katona T. et al., "Some Aspects of the Theory of Neutron Noise Due to Propagating Disturbances," 3rd Specialists' Meeting on Reactor Noise. (SMORN-III), Tokyo (1981).
235. Keepin G.R., Wimett T.F., Zeigler R.K Delayed neutrons from fissionable isotopes of uranium, plutonium and thorium – Phys. Rev. ,1957, V.107, p. 1044.
236. Kiss S., Lipcsei S., Házi G.. Investigations of SPND noise signals in VVER-440 Reactors. International Conference Nuclear Energy in Central Europe 2001. p.510.1-510.22.
237. Kozloduy NPP VVER-1000 Thermal-Hydraulics Standard Problem Definition Report, BOA 278065-A-R4, 2000.
238. Kulikowska T., Anna Stadnik A., Andrzejewski K. Application of the generally available WIMS versions to modern PWRs / NUKLEONIKA 2012;57(1):87−93.
239. Kuramoto R., Adimir dos Santos, Jeres R. at.al. Rossi-α Experiment in the IPEN/MB01 Research Reactor. Brazilian Journal of Physics. V.35. No. 3B, September 2005.
240. Lipcsei S., Kiss S., Végh J. Reactor Noise Diagnostics Activities at Paks NPP. Proceedings of the 21 International Conference Nuclear Energy for New Europe. September 5-7 2012. Ljubljana.
241. Lizorkin M., Nikonov S., Langenbuch S., Velkov K. Development and Application of the Coupled Thermal-Hydraulics and Neutron-Kinetics Code ATHLET/BIPR-VVER for Safety Analysis, EUROSAVE-2006, Paris, November 13-14, 2006.
242. Makai, M.: Group theory applied to boundary value problems with applications to reactor physics, Nova Science, New York. 2011.
243. MCNP - A General Monte Carlo N-Particle Transport Code, Version 4C, Manual. Edited by Judith F. Briesmeister. - LA-13709-M, 2000.

244. Mourtzanos K, Housiadas C., Antonopoulos-Domis M. Calculation of the moderator temperature coefficient of reactivity for water moderated reactors. Annals of Nuclear Energy 28 (2001) p.1773–1782.
245. Neutron monitoring systems including gamma thermometers and methods of calibrating nuclear instruments using gamma thermometers. United States Patent Application 20110064181.
246. NRC NUREG 0696-1981, "Functional Criteria for Emergency Response Facilities, Final Report.
247. NRC NUREG-0737 Supplement No. 1-1983, "Clarification of TMI Action Plan Requirements, Requirements for Emergency Response Capability".
248. NRC NUREG-1342-1989, "A Status Report Regarding Industry Implementation of Safety Parameter Display Systems".
249. Nuclear data for the calculation of thermal reactor reactivity coefficients. IAEA-TECDOC-491. IAEA, Vienna, 1989. p.132.
250. Nuclear Fuel Behaviour Under Reactivity-initiated Accident (RIA) Conditions. State-of-the-art Report. NEA No. 6847. ISBN 978-92-64-99113-2. NEA/CSNI/R(2010)1. p.208.
251. NUREG-0654. Criteria for Preparation and Evaluation of Radiological Emergency Response Plans and Preparedness in Support of Nuclear Power Plants. NRC. 1980.
252. NUREG-0728. Rev. 4. NRC Incident Response Plan . NRC. 2005
253. NUREG-0730. Report to Congress on NRC Emergency Communications. NRC. 1980.
254. NUREG-0660, "NRC Action Plan Developed as a Result of the TMI-2 Accident," NRC. 1980.
255. NRC NUREG-0700-1981, "Guidelines for Control Room Design Reviews".
256. NRC NUREG-0800 Section 18.2 "Safety Parameter Display System (SPDS)".
257. NUREG/CR-5535, EGG-2596, Vol. 2. RELAP5/MOD3 Code Manual. User’s guide and Input Requirements., 1990.
258. NUREG/CR-5535. RELAP5/MOD3 Code Manual. User’s guidelines. INEL-95/0174, Vol. 5, Rev. 1, 1995.
259. WASH-1400 (NUREG 75/014) Reactor Safety Study. US Nuclear Regulatory

Commission, 1975.

260. Y. Oka, Sh. Kondo, Sh. An. Experiments on Temperature and Flow Velocity Fluctuation of Coolant and the Possibility of Determination of Noise Source. Journal of Nuclear Science and Technology 9(6,), p. 330-338 (June 1972).
261. Orndoff J.D. Prompt Neutron Periods of Metal Critical Assemblies. Nucl. Sci.Engng. 1957. V.2. p.450.
262. Pampuro V.I., Borisenko V.I. Management of Individual Ecological Safety of Potentially Hazardous Object // The third American Nuclear International Topical Meeting on Nuclear Plant Instrumentation, Control and Human-Machine Interface Technologies (NPIC & HMIT 2000), November 13 - 17, 2000. - Washington, D.C., p. 707-722.
263. Parzit J., Analitis Th. Theoretical Investigation of The Neutron Noise Diagnostics of 2-Dimensional Control Rod Vibrations in PWR// Annals Nuclear Energy. 1980. V. 7. No 3. p.7-183.
264. Pazsit J.and Glockler O. On the Neutron Noise Diagnostics of Pressurized Water Reactor Control Rod Vibrations (periodic vibrations)//Nuclear Science and Engineering. 1983. V. 85. p.167-171.
265. RELAP5-3D Code Development Team, “RELAP5-3D Code Manual” (Volumes I-VI). Idaho National Engineering and Environmental Laboratory. Lockheed Martin Idaho Technologies Company. Idaho Falls, USA, 1999.
266. Safety of Nuclear Power Plants: Design. Requirements. IAEA. Safety Standards Series. No. NS-R-1. 2000. p.67.
267. Sanchez R. APOLLOII: A user-oriented, portable, modular code for multi-group transport assembly calculations// Nuc.Sci.,Eng., vol 100, pp. 352 (1998).
268. SCALE-4.4a: A Modular Code System for Performing Standardized Computer Analyses for Licensing Evaluation," NUREG-CR-0200, Rev.6, Oak Ridge National Laboratory, September, 1998.
269. Shkarupa A., Trofimova N., Kadenko I., Kharitonov A. Development of coupled thermohydraulics-neutron kinetics models with RELAP5-3D code for VVER reactors Sixth International Information Exchange Forum “Safety Analysis for NPPs of VVER and RBMK Types” 08-12 of April, 2002, Kyiv, Ukraine.

270. Smith, J. Rhodes, "CASMO-4 Characteristic Methods for Two-dimensional PWR and BWR Core Calculations," // Trans. Am. Nuc. Soc. 83, 322, Nov. 2000.
271. Specialist meeting on reactor noise from critical assemblies to power reactors. Rome, Italy ; 21st - 25th October, 1974.
272. Specialists' Meeting on Reactor Noise (SMORN IV), Dijon, France. 15-19.10.1984.
273. SMORN-V. Proceedings of the 5th Symposium on Nuclear Reactor Surveillance and Diagnostics // Progress in Nuclear Energy. Vol.21. N. 1-4. 1987. Special Issue.
274. SMORN-VII. A Symposium on Nuclear Reactor Surveillance and Diagnostics. / Proceedings. Vol. 1, 2. Avignon, 19-23 June 1995.
275. SMORN-VIII. Proceedings of the 8th Symposium on Nuclear Reactor Surveillance and Diagnostics // Progress in Nuclear Energy. Vol.43. N. 1-4. 2003. Special Issue.
276. Specifications. Thermo Scientific Neutron Flux Monitoring Systems. htps://assets.thermofisher.com/TFS-Assets/CAD/Specification-Sheets/D10601~.pdf.
277. Sweeney F.J. In-core coolant velocity measurements in a PWR using temperature-neutron noise cross correlation. CONF-340514-74. p.8.
278. Thie J.A. Noise Sources in Power Reactors / In Symposium on Noise Analysis in Nuclear Systems Florida, pr. Oak-Ridge, Tennesse. 1964. p.357-365.
279. Thie J.A. Theoretical considerations and their application to experimental data in the determination of reactor internals' motion from stochastic signals // Ann. Nucl. Energy; 1975. V. 2(2-5); p. 253-259.
280. Thie J. Core motion monitoring. Nuclear Technology. 1979. vol.45(1). p.4-45.
281. Thie J.A. Neutron noise sources in PWRs. Progress in Nuclear Energy. 1977. V. 1, p. 283–292.
282. Thie J.A. Quantitative diagnostic technique using ex-core neutron detectors // Proc. Symp. on Power Plant Dynamics, Control and Testing. Knoxville. 8-10 October 1973.
283. Tsoglin Y., Borissenko V., Klimenko I.. Early Emergency Prognosis and

Response Centers / Atomwirtschaft - Atomtechnik. No 12. 1994. p.842-844.

284. Tsoglin Y.L., Klimenko I.A., Borissenko V.I. Ukraine early warning: on-line diagnostics and computer network for monitoring, accident prevention and response / Nuclear Engineering. Vol.40. No 490. May 1995. p. 31-33.

285. Tsuji M. Advanced Measurement Methods in a Zero-Power Reactor Physics Test of PWRs. 2008 AESJ-KNS Summer School Kyushu University, Fukuoka, Japan, August 6-8, 2008.

286. Tsuji M., Shimazu Y., Narabayashi. Measurement of the doppler reactivity coefficient from low power transient of a PWR power plant. Advances in Nuclear Fuel Management IV (ANFM 2009). p.1-19.

287. Validation of coupled neutron kinetic/thermalhydraulic codes against transients measured in VVER reactors. Final Technical Report. Reference: FZR/SRR195/FIN2.1 / European commission. Phare programme / Safety related research project SRR 1/95.

288. E.A. Villarino, R.J.J. Stamm'ler, A.A. Ferri, and J.J. Casal, "HELIOS: Angularly Dependent Collision Probabilities," // Nuclear Science and Engineering. 1992. V. 112. p.16-32.

289. VVER physics experiments: regular hexagonal (1.27 cm pitch) lattices of low-enriched U(2.4 wt.% 235U)O2 fuel rods in light water at different core critical dimensions/ NEA/NSC/DOC/(95)03/IV.Volume IV/ LEU-COMP-THERM-064. p.70.

290. Zajac R., Darilek P., Necas V. Transmutation of the WWER-440 spent fuel in fast reactor. http://www.iaea.org/inis/collection/NCLCollectionStore/_Public/40/059/40059718.pdf.

ДОДАТКИ

Додаток А1.

Параметри нейтронних детекторів.

Таблиця А1.1. Параметри пропорційних лічильників нейтронів.

Позначення	Зовнішній діаметр (мм)	Довжина детектора (мм)	Радіатор	Діапазон вимірювань	Чутливість (імп·см^2/нейтр)	Допустима робоча температура	Робоча напруга,В	Фірма постачальник
WL-23055	76	833	BF_3	$1{,}25*10^{-2} – 1{,}25*10^4$	35	150	2000	Westinghouse, USA
WL-22791	25	772	^{10}B	$5*10^{-2} – 5*10^4$	10	150	800	Westinghouse, USA
WL-23068	25	305	^{10}B	$1{,}7*10^{-1} – 1{,}7*10^5$	3	260	800	Westinghouse, USA
CPBN35	76,5	461	^{10}B	$10^{-1} – 10^5$	12	200	1500	RTC, France
CPBN65	76,5	745	^{10}B	$5*10^{-2} – 5*10^4$	20	200	1500	RTC, France

Таблиця А1.2. Параметри нейтронних імпульсних камер ділення

Позначення	Зовнішній діаметр (мм)	Довжина детектора (мм)	Радіатор	Діапазон вимірювань	Чутливість (імп·см^2/нейтр)	Допустима робоча температура	Робоча напруга,В	Фірма постачальник
КНТ-31	30	235	^{235}U	$10^{-1} – 10^3$	0,3	300	500	«Изотоп»
КНТ-54	50	250	^{235}U	$10^{-2} – 10^5$	0,6	300	500	«Изотоп»
КНТ-54-1	50	190	^{235}U	$10^{-1} – 10^2$	0,5	400	400	«Изотоп»
КНТ-31-1	32	250	^{235}U	$10^{-1} – 10^4$	0,3	300	500	«Изотоп»
КНТ-14	50	490	^{235}U	$10^{-2} – 5*10^5$	0,3	300	350	«Изотоп»

Таблиця А1.3. Параметри нейтронних імпульсних іонізаційних малогабаритних камер

Позначення	Зовнішній діаметр (мм)	Довжина детектора (мм)	Радіатор	Діапазон вимірювань	Чутливість (імп·см^2/нейтр)	Допустима робоча температура	Робоча напруга,В	Фірма постачальник
КНТ5-4	4	123	^{235}U	$10^6 – 10^{11}$	$1,5 * 10^{-2}$	150	100	«Ізотоп»
КНТ-10-4	4	123	^{10}B	$10^6 – 10^{11}$	$7,5 * 10^{-3}$	300	100	«Ізотоп»
КНТ-10-4	7,5	71	^{10}B	$10^6 – 10^{11}$	$5 * 10^{-4}$	300	500	«Ізотоп»
WL23292	1,42	14	^{235}U	$10^6 – 10^{11}$	10^{-5}	120	1000	Westinghouse, USA
CFUE-34	8,2	56	^{235}U	$10^3 – 10^9$	10^{-3}	400	400	France

Таблиця А1.4. Параметри нейтронних флуктуаційних камер ділення

Позначення	Зовнішній діаметр (мм)	Довжина детектора (мм)	Радіатор	Діапазон вимірювань	Чутливість (імп·см^2/нейтр)	Допустима робоча температура	Робоча напруга,В	Фірма постачальник
КНТ-4	4	-	^{235}U	$10^8 – 10^{14}$	$0,8 * 10^{-16}$	300	200	«Изотоп»
NMK-61	6	-	^{235}U	$10^8 – 1,4*10^{14}$	10^{-16}	400	100	Germany
NA-27	8,5	-	^{235}U	$5 * 10^7 – 10^{14}$	$4 * 10^{-17}$	540	250	Gen.Electric, USA

Таблиця А1.5. Параметри струмових компенсованих і некомпенсованих камер

Позначення	Зовнішній діаметр (мм)	Довжина детектора (мм)	Радіатор	Діапазон вимірювань	Чутливість (імп·см^2/нейтр)	Допустима робоча температура	Робоча напруга,В	Фірма постачальник
КНК-4	50/450	^{3}He	$10^5 – 10^{10}$	$0,1 * 10^{-14}$	10^{-13}	150	500	«Ізотоп»
КНК-15	50/260	^{235}U	$10^5 – 10^{10}$	$0,2 * 10^{-14}$	10^{-11}	400	500	«Ізотоп»
КНК-15-2	51/253	^{235}U	$10^5 – 10^{10}$	$0,2 * 10^{-14}$	10^{-13}	315	400	«Ізотоп»
КНК-18	51/682	^{10}B	$10^5 – 10^{10}$	$2,1 * 10^{-14}$	$2*10^{-12}$	400	500	«Ізотоп»
КНК-53М	50/520	^{10}B	$10^5 – 10^{10}$	$1,5 * 10^{-14}$	$2*10^{-12}$	400	500	«Ізотоп»
КНК-56	50/750	^{10}B	$10^5 – 10^{10}$	$0,4 * 10^{-14}$	0	200	500	«Ізотоп»
КНК-57М	50/250	^{10}B	$10^5 – 10^{10}$	$3 * 10^{-13}$	$3*10^{-13}$	400	600	«Ізотоп»
CFUL 08	49/388	^{235}U	$1 – 10^6$ (в імп. режимі)	$2 * 10^{-13}$	-	250	600	«Ізотоп»

Додаток А2.
ЦИФРОВИЙ ОБЧИСЛЮВАЧ РЕАКТИВНОСТІ

Цифровий обчислювач реактивності дозволяє користувачеві:

1. Вимірювати реактивність в діапазоні зміни струму іонізаційнийкамери (ІК): ($1 \cdot 10^{-12} \div 1 \cdot 10^{-4}$ А).
2. Вимірювати реактивність від 0,00 до +0,5 $\beta_{эфф}$, від 0,.00 до - 20,0 $\beta_{эфф}$.
3. Створювати архіви даних сумісні з Windows-додатками (Excel, Word, Access та ін.).
4. Переглядати при різних часах реєстрації архіви і конвертувати у формати BMP, JPEG.
5. Проводити налаштування параметрів моделі розрахунку реактивності (змінювати $\beta_{эфф}$ і час життя миттєвих нейтронів
6. Змінювати формати виведення реактивності і струму ІК.
7. Компенсувати темновий струм ІК.
8. Змінювати параметри графічного інтерфейсу.

Цифровий обчислювач реактивності складається з (див.рис.А2.1):

1. підсилювача,
2. аналогово-цифрового перетворювача сигналу (АЦП),
3. персонального (промислового) комп'ютера,
4. програми розрахунку реактивності.

Програма розрахунку реактивності забезпечує інтерфейс, що дозволяє здійснювати моніторинг за процесом визначення реактивності і струму (сигналу) іонізаційних камер (ІК). Базовою моделлю розрахунку реактивності є точкова модель кінетики реактора. Розроблена різницева схема дозволяє стабільно розраховувати реактивність в широкому діапазоні частоти опитування АЦП (>0,1 Гц).

Інтерфейс надає користувачеві можливість:

1. Налаштовувати параметри АЦП (частоту опитування, номер порту і ін.).
2. Здійснювати моніторинг за реактивністю і струмом (сигналом) ІК в режимі on-line, проводити архівацію у форматі сумісному з MS Access, MS Word, MS Excel.
3. Адаптувати параметри розрахункової моделі.
4. Керувати процесом відображення реактивності і струму (сигналу) ІК на дисплеї і їх архівацією.
5. Підбирати параметри фільтрації (в разі необхідності застосування фільтрів для струму ІК і реактивності).
6. Розраховувати фоновий струм ІК.
7. Переглядати результати вимірювань в графічному вигляді, а також зберігати їх в графічних форматах сумісних з додатками Windows.

На рис.А2.2 (а, б, в) показані графічні дисплеї, що відображають поточну інформацію про реактивності і струмі ІК.

На рис.А2.3-А2.5 представлені результати вимірювань, які були отримані при проведенні фізексперіментів на енергоблоці №1 Хмельницької АЕС в липні 2001 р.

На фотографіях зображені загальний вигляд апаратури для визначення реактивності:

- Імітатор кінетики реактора ИКР-3М;
- Аналоговий вимірювач потужності і реактивності АИМР-8-2М;
- Цифровий обчислювач реактивності на ПК.

В кінці 2001 року завершено роботи з метрологічної атестації імітатора кінетики реактора ИКР-3М, що підтверджено СВІДОЦТВОМ про державну метрологічну атестацію № 721 від 01.10.2001, виданим Державним комітетом стандартизації метрології та сертифікації України.

У 2002 р були завершені роботи з розробки та узгодження з НПО «Метрологія» програми і методик метрологічної атестації реактиметрів.

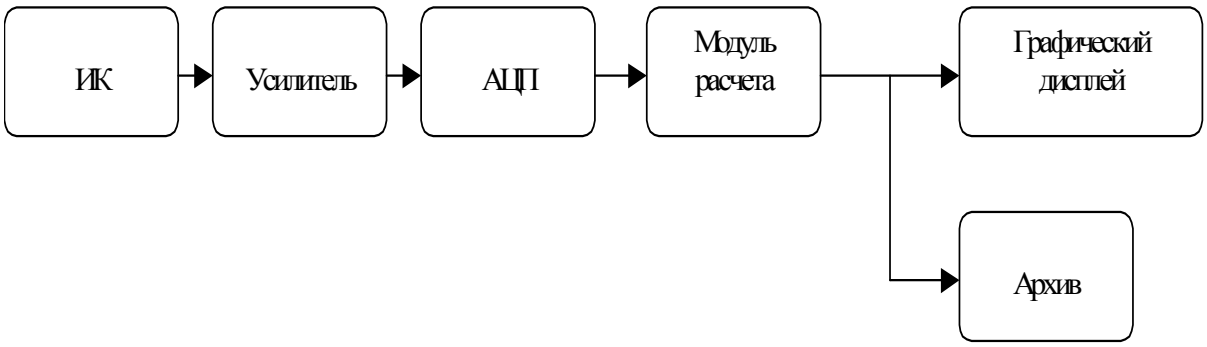


Рис.А2.1. Блок-схема вимірювального комплексу реактивності

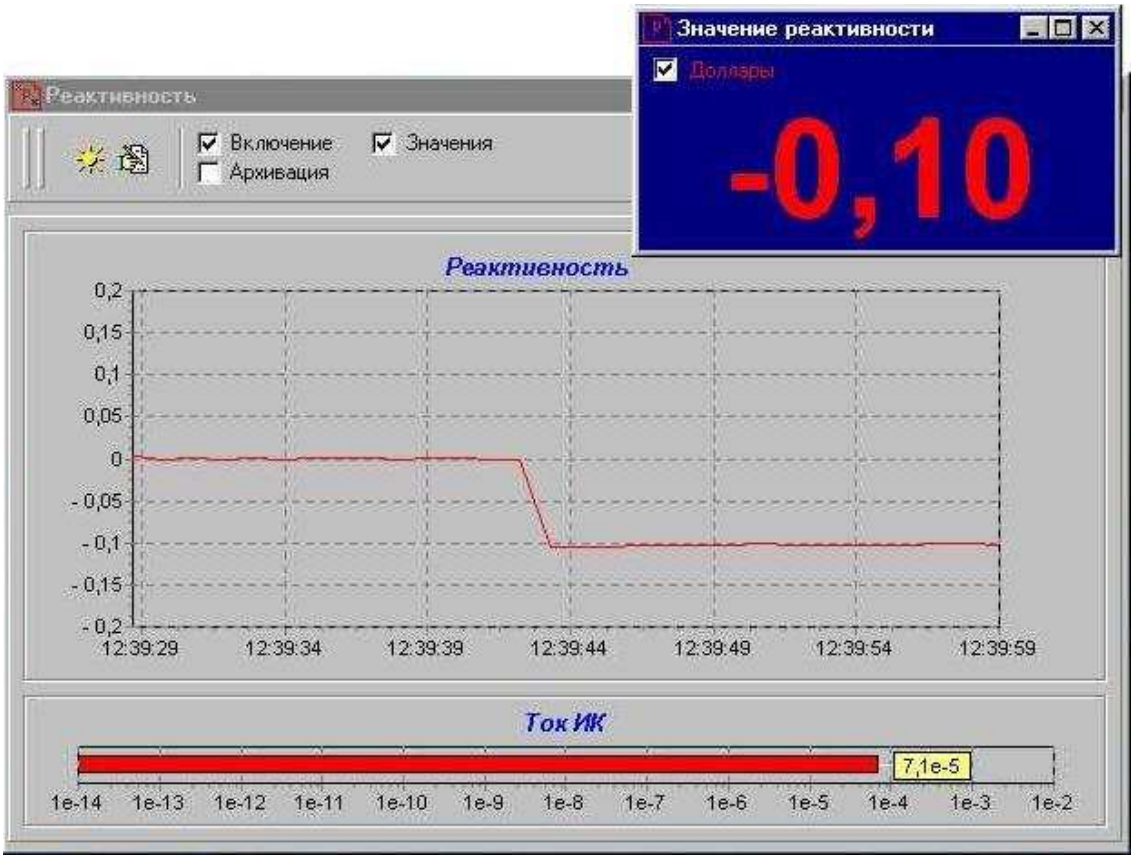


Рис.2а. Дисплей реактиметра

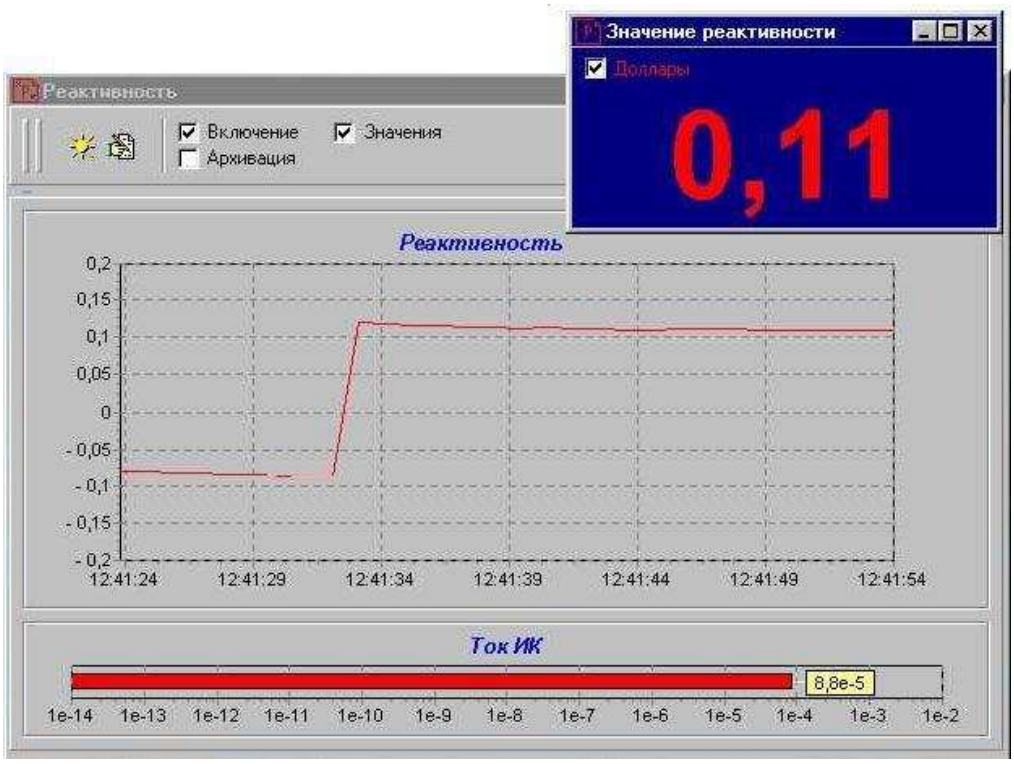


Рис.2б. Дисплей реактиметра

Рис.А2.2в. Дисплей реактиметра

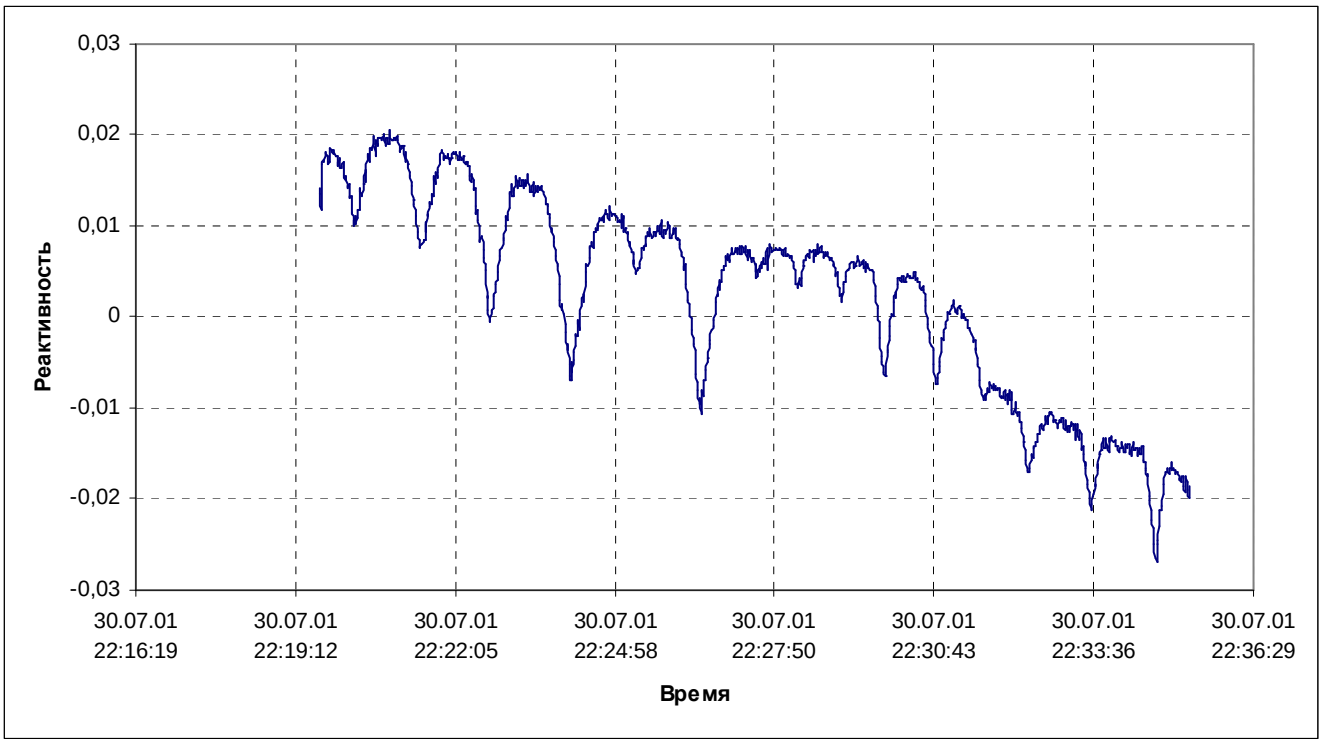


Рис.А2.3. Перевірка сзчеплення ОР СУЗ
(Хмельницька АЕС, липень 2001р.)

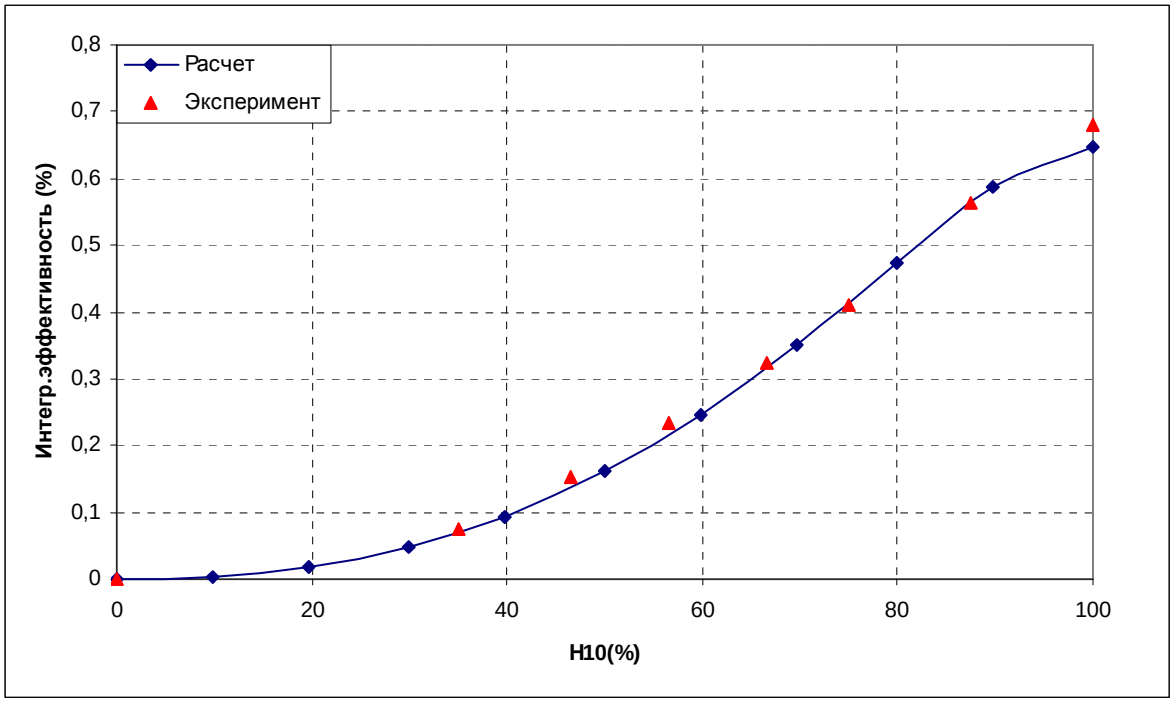


Рис.А2.4. Інтегральна ефективність ОР СУЗ
(Хмельницька АЕС, липень 2001р.)

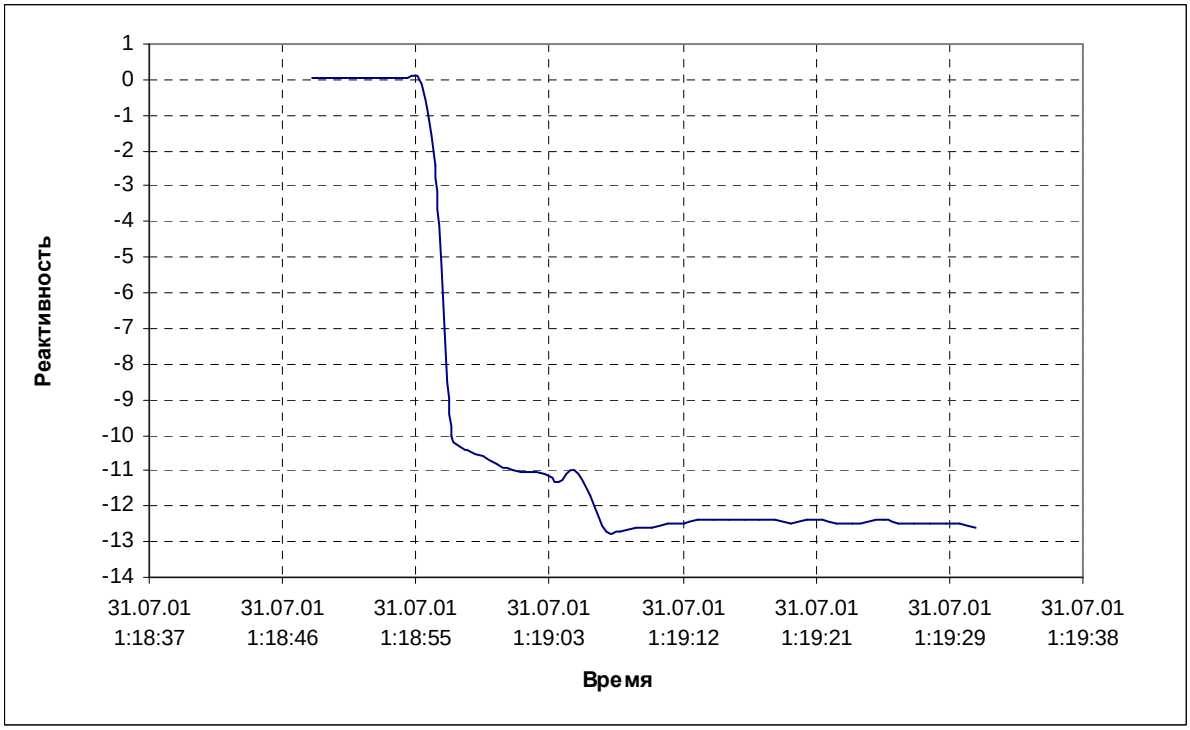


Рис.А2.5. Ефективність аварійного захисту і докидання ОР СУЗ
(Хмельницька АЕС, липень 2001р.)

Додаток А3.

Імітатор кінетики реактора. Програма.

```
/********* Описание переменных *********/
double sum(double* , int);//Функция суммирования
//Феноменологические параметры модели
double b[6]={ 0.00052, 0.00346, 0.00310, 0.00624, 0.00182, 0.00066};//Доли запаздывающих нейтронов
doulbe L[7]= { 0.0124, 0.0305, 0.111, 0.301, 1.14, 3.01 0};//Постоянные времени запаздывающих нейтронов
double ro;//Вводимое значение реактивности
double t=1e-3;//Время жизни мгновенных нейтронов
//Параметры, которые используются при расчете мощности
double Q, D, n;
double n_1; Предшествующее значение n;
double dt;//Время дискретизации
double g[7], G[7], d[7], A[7], B[7],A[7];
/********* Блок инициализации *********/
int i;//Локальная переменная
r=(ro-1)*sum(b,6) / t;
for(i=0;i<6;i++){
        A[i]=-b[i]/(r+L[i])/t;
        B[i]=-L[i]*A[i];
        G[i]=exp(-L[i]*dt);
        d[i]=A[i];
}
L[7]= -r;
A[7]=1-sum(A,6);
B[7]=-sum(B,6);
for(i=0;i<7;i++){
        if(L[i]){
                A[i]=B[i]*( G[i]-(1-G[i])/dt/L[i])/ L[i] ;
                B[i]=B[i]*( 1-(1-G[i])/dt/L[i])/L[i];
        }
        Else {
                A[i]=-0.5*B[i]*dt;
                B[i]=0.5.*B[i]*dt;
        }
        g[i]=1;
}
D=1/(sum(B,7)+1);
Q=D*sum(A,7);
n_1=1;
/***** Блок расчета периода, который должен быть включен ******/
/**** в блок циклической генерации относительной мощности ****/
int i; double sm; //Локальные переменные
for(i=0, sm=0; i<7; i++) { g[i]*=G[i]; sm+= g[i]*d[i];}
n=Q*n_1+sm*D;
for(i=0;i<7;i++) d[i]+=(A[i]*n_1-B[i]*n)/g[i];
n_1=n;
/********** Функция суммирования ***********/
double sum(double* bf, int ln)
{
int i;double r=0;
for (i=0; i<ln; i++) r+=bf[i];
return r;
}
```

Додаток А4.

Розрахунок періоду реактора. Програма.

```
/********* Используемые переменные *********/
int N;// Количество элементов в буфере
int N_1,N_2;// N_1=N-1,N_2=N-2 соответственно
unsigned int Buf[N];// Буфер регистрируемых величин
unsigned int CurrentVal;// Текущее значении регистрируемой величины
double Period;//Значение периода
double a,b;//Данные значения, определены в тексте (см. (3.3))
double dt;//Время дискретизации
double ln2dt;// Выражение, которое определяется формулой ln2dt=log(2)*dt
/********* Блок инициализации *********/
int i;//Локальная переменная
Period =999;
N_1=N-1;
N_2=N-2;
Q=1;
ln2dt=log(2)*dt;
a=N*CurrentVal*CurrentVal;
b=a;
for(i=0;i<N;i++)     Buf [i]= CurrentVal;
 /***** Блок расчета периода, который должен быть включен ******/
/**** в блок циклической обработки регистрируемых сигналов ****/
int i;//Локальная переменная
//Перезапись буфера, обеспечивающая скольжение
for(i=0;i<N_1;i++) Buf [i]= Buf [i+1];
Buf[i]= CurrentVal;
//Расчет a и b по формулам (3.3)
a+= Buf[N_1]* Buf[N_1]- Buf[0]* Buf[0];
b+= Buf[N_2]* Buf[N_1]- Buf[1]* Buf[0];
//Проверка предсказания. Если относительная погрешность превышает 0.1%, вычисляем
//параметр модели Q и, соответственно, период
if(fabs((Buf[N_1]-Q*Buf[N_2])/ Buf[N_1])<0.001){
        Q=a/b;
        if (Q==1) Period=999;
        else {
                Period=ln2dt/log(Q);
                if(Period>500 || Period <-100) Period=999;
        }
 }
```

Додаток А5

Результати визначення реактивності з та без урахування деяких груп ЗФН.

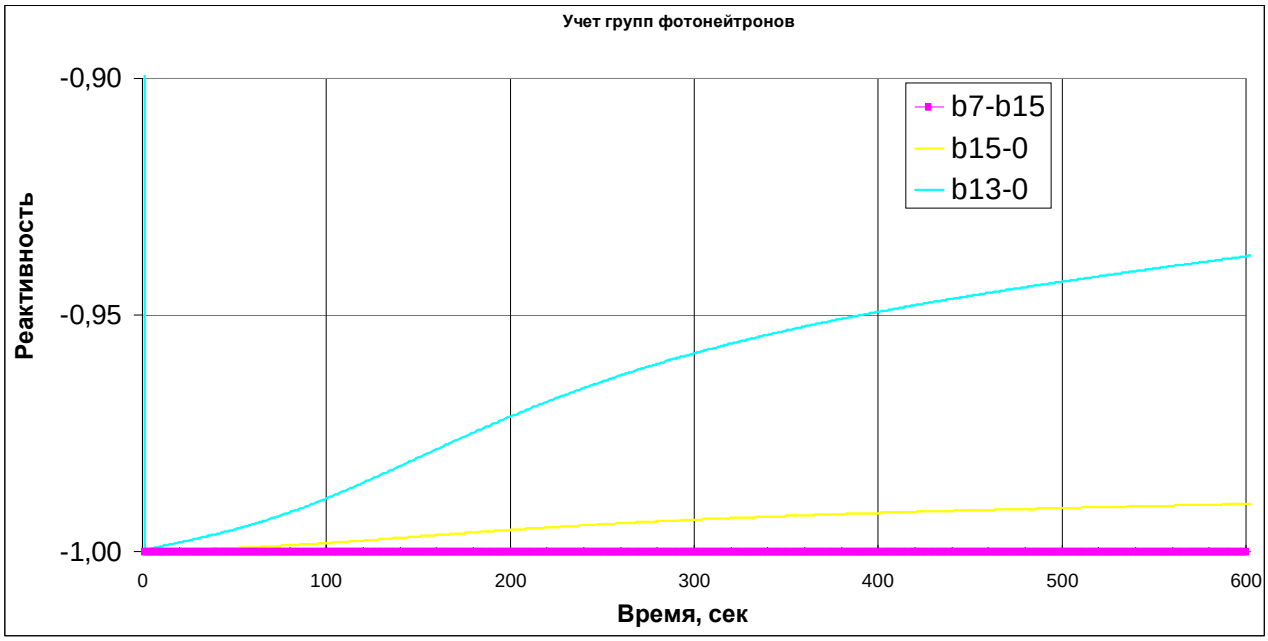


Рис.А5.1. Розрахункова реактивність при $\rho = -1\beta_{эфф.}$

b15-0 - не враховується група ФН № 15
b13-0 - не враховуються групи ФН № 13, 14, 15

Додаток Б1

Алгоритм розрахунку КФБ Ф-01 "ПІДКРИТИЧНІСТЬ"

Состояние данной функции оценивается ежесекундно начиная с 6-й секунды, после прохождения сигнала срабатывания аварийной защиты или сигнала запуска любого из каналов систем безопасности.

Таблица Б1.1

Входные параметры и их условные обозначения

Обозначение	Идентификатор	Наименование	Примечание
		Состояние КФБ оценивается	CF_Emerg
y_hm(1,1)	HM05G36	ПОЛОЖЕНИЕ ОРГАНОВ РЕГУЛ. 1 гр.	НСУЗ
y_hm(2,1)	HM10G37	ПОЛОЖЕНИЕ ОРГАНОВ РЕГУЛ. 1 гр.	НСУЗ
y_hm(3,1)	HM13G30	ПОЛОЖЕНИЕ ОРГАНОВ РЕГУЛ. 1 гр.	НСУЗ
y_hm(4,1)	HM11G22	ПОЛОЖЕНИЕ ОРГАНОВ РЕГУЛ. 1 гр.	НСУЗ
y_hm(5,1)	HM06G21	ПОЛОЖЕНИЕ ОРГАНОВ РЕГУЛ. 1 гр.	НСУЗ
y_hm(6,1)	HM03G28	ПОЛОЖЕНИЕ ОРГАНОВ РЕГУЛ. 1 гр.	НСУЗ
y_hm(1,2)	HM06G37	ПОЛОЖЕНИЕ ОРГАНОВ РЕГУЛ. 2 гр.	НСУЗ
y_hm(2,2)	HM11G36	ПОЛОЖЕНИЕ ОРГАНОВ РЕГУЛ. 2 гр.	НСУЗ
y_hm(3,2)	HM13G28	ПОЛОЖЕНИЕ ОРГАНОВ РЕГУЛ. 2 гр.	НСУЗ
y_hm(4,2)	HM10G21	ПОЛОЖЕНИЕ ОРГАНОВ РЕГУЛ. 2 гр.	НСУЗ
y_hm(5,2)	HM05G22	ПОЛОЖЕНИЕ ОРГАНОВ РЕГУЛ. 2 гр.	НСУЗ
y_hm(6,2)	HM03G30	ПОЛОЖЕНИЕ ОРГАНОВ РЕГУЛ. 2 гр.	НСУЗ
y_hm(1,3)	HM03G36	ПОЛОЖЕНИЕ ОРГАНОВ РЕГУЛ. 3 гр.	НСУЗ
y_hm(2,3)	HM09G40	ПОЛОЖЕНИЕ ОРГАНОВ РЕГУЛ. 3 гр.	НСУЗ
y_hm(3,3)	HM14G33	ПОЛОЖЕНИЕ ОРГАНОВ РЕГУЛ. 3 гр.	НСУЗ
y_hm(4,3)	HM13G22	ПОЛОЖЕНИЕ ОРГАНОВ РЕГУЛ. 3 гр.	НСУЗ
y_hm(5,3)	HM07G18	ПОЛОЖЕНИЕ ОРГАНОВ РЕГУЛ. 3 гр.	НСУЗ
y_hm(6,3)	HM02G25	ПОЛОЖЕНИЕ ОРГАНОВ РЕГУЛ. 3 гр.	НСУЗ
y_hm(1,4)	HM02G33	ПОЛОЖЕНИЕ ОРГАНОВ РЕГУЛ. 4 гр.	НСУЗ
y_hm(2,4)	HM07G40	ПОЛОЖЕНИЕ ОРГАНОВ РЕГУЛ. 4 гр.	НСУЗ
y_hm(3,4)	HM13G36	ПОЛОЖЕНИЕ ОРГАНОВ РЕГУЛ. 4 гр.	НСУЗ
y_hm(4,4)	HM14G25	ПОЛОЖЕНИЕ ОРГАНОВ РЕГУЛ. 4 гр.	НСУЗ
y_hm(5,4)	HM09G18	ПОЛОЖЕНИЕ ОРГАНОВ РЕГУЛ. 4 гр.	НСУЗ
y_hm(6,4)	HM03G22	ПОЛОЖЕНИЕ ОРГАНОВ РЕГУЛ. 4 гр.	НСУЗ
y_hm(1,5)	HM04G29	ПОЛОЖЕНИЕ ОРГАНОВ РЕГУЛ. 5 гр.	НСУЗ
y_hm(2,5)	HM06G35	ПОЛОЖЕНИЕ ОРГАНОВ РЕГУЛ. 5 гр.	НСУЗ
y_hm(3,5)	HM10G35	ПОЛОЖЕНИЕ ОРГАНОВ РЕГУЛ. 5 гр.	НСУЗ
y_hm(4,5)	HM12G29	ПОЛОЖЕНИЕ ОРГАНОВ РЕГУЛ. 5 гр.	НСУЗ
y_hm(5,5)	HM10G23	ПОЛОЖЕНИЕ ОРГАНОВ РЕГУЛ. 5 гр.	НСУЗ
y_hm(6,5)	HM06G23	ПОЛОЖЕНИЕ ОРГАНОВ РЕГУЛ. 5 гр.	НСУЗ
y_hm(1,6)	HM08G29	ПОЛОЖЕНИЕ ОРГАНОВ РЕГУЛ. 5 гр.	НСУЗ
y_hm(2,6)	HM02G29	ПОЛОЖЕНИЕ ОРГАНОВ РЕГУЛ. 6 гр.	НСУЗ
y_hm(3,6)	HM05G38	ПОЛОЖЕНИЕ ОРГАНОВ РЕГУЛ. 6 гр.	НСУЗ
y_hm(4,6)	HM11G38	ПОЛОЖЕНИЕ ОРГАНОВ РЕГУЛ. 6 гр.	НСУЗ
y_hm(5,6)	HM14G29	ПОЛОЖЕНИЕ ОРГАНОВ РЕГУЛ. 6 гр.	НСУЗ
y_hm(6,6)	HM11G20	ПОЛОЖЕНИЕ ОРГАНОВ РЕГУЛ. 6 гр.	НСУЗ
y_hm(1,7)	HM05G20	ПОЛОЖЕНИЕ ОРГАНОВ РЕГУЛ. 6 гр.	НСУЗ
y_hm(2,7)	HM06G29	ПОЛОЖЕНИЕ ОРГАНОВ РЕГУЛ. 7 гр.	НСУЗ
y_hm(3,7)	HM07G32	ПОЛОЖЕНИЕ ОРГАНОВ РЕГУЛ. 7 гр.	НСУЗ
Обозначение	Идентификатор	Наименование	Примечание
y_hm(4,7)	HM09G32	ПОЛОЖЕНИЕ ОРГАНОВ РЕГУЛ. 7 гр.	НСУЗ
y_hm(5,7)	HM10G29	ПОЛОЖЕНИЕ ОРГАНОВ РЕГУЛ. 7 гр.	НСУЗ
y_hm(6,7)	HM09G26	ПОЛОЖЕНИЕ ОРГАНОВ РЕГУЛ. 7 гр.	НСУЗ

y_hm(1,8)	HM07G26	ПОЛОЖЕНИЕ ОРГАНОВ РЕГУЛ. 7 гр.	НСУЗ
y_hm(2,8)	HM04G35	ПОЛОЖЕНИЕ ОРГАНОВ РЕГУЛ. 8 гр.	НСУЗ
y_hm(2,8)	HM09G38	ПОЛОЖЕНИЕ ОРГАНОВ РЕГУЛ. 8 гр.	НСУЗ
y_hm(3,8)	HM13G32	ПОЛОЖЕНИЕ ОРГАНОВ РЕГУЛ. 8 гр.	НСУЗ
y_hm(4,8)	HM12G23	ПОЛОЖЕНИЕ ОРГАНОВ РЕГУЛ. 8 гр.	НСУЗ
y_hm(5,8)	HM07G20	ПОЛОЖЕНИЕ ОРГАНОВ РЕГУЛ. 8 гр.	НСУЗ
y_hm(6,8)	HM03G26	ПОЛОЖЕНИЕ ОРГАНОВ РЕГУЛ. 8 гр.	НСУЗ
y_hm(1,9)	HM03G32	ПОЛОЖЕНИЕ ОРГАНОВ РЕГУЛ. 9 гр.	НСУЗ
y_hm(2,9)	HM07G38	ПОЛОЖЕНИЕ ОРГАНОВ РЕГУЛ. 9 гр.	НСУЗ
y_hm(3,9)	HM12G35	ПОЛОЖЕНИЕ ОРГАНОВ РЕГУЛ. 9 гр.	НСУЗ
y_hm(4,9)	HM13G26	ПОЛОЖЕНИЕ ОРГАНОВ РЕГУЛ. 9 гр.	НСУЗ
y_hm(5,9)	HM09G20	ПОЛОЖЕНИЕ ОРГАНОВ РЕГУЛ. 9 гр.	НСУЗ
y_hm(6,9)	HM04G23	ПОЛОЖЕНИЕ ОРГАНОВ РЕГУЛ. 9 гр.	НСУЗ
y_hm(1,10)	HM05G32	ПОЛОЖЕНИЕ ОРГАНОВ РЕГУЛ. 10 гр.	НСУЗ
y_hm(2,10)	HM08G35	ПОЛОЖЕНИЕ ОРГАНОВ РЕГУЛ. 10 гр.	НСУЗ
y_hm(3,10)	HM11G32	ПОЛОЖЕНИЕ ОРГАНОВ РЕГУЛ. 10 гр.	НСУЗ
y_hm(4,10)	HM11G26	ПОЛОЖЕНИЕ ОРГАНОВ РЕГУЛ. 10 гр.	НСУЗ
y_hm(5,10)	HM08G23	ПОЛОЖЕНИЕ ОРГАНОВ РЕГУЛ. 10 гр.	НСУЗ
y_hm(6,10)	HM05G26	ПОЛОЖЕНИЕ ОРГАНОВ РЕГУЛ. 10 гр.	НСУЗ
ys_u(1)	YS11U11	ПЕРИОД ПО ИК (ДЭ) 1	ТИКЭ
ys_u(2)	YS11U21	ПЕРИОД ПО ИК (ДЭ) 2	ТИКЭ
ys_u(3)	YS11U31	ПЕРИОД ПО ИК (ДЭ) 3	ТИКЭ
ys_u(4)	YS12U11	ПЕРИОД ПО ИК (ДЭ) 4	ТИКЭ
ys_u(5)	YS12U21	ПЕРИОД ПО ИК (ДЭ) 5	ТИКЭ
ys_u(6)	YS12U31	ПЕРИОД ПО ИК (ДЭ) 6	ТИКЭ
ys_nu(1)	YS11N11	МОЩНОСТЬ ПО ИК (ДЭ) 1 ВВЕРХ	NИКЭ
ys_nu(2)	YS11N21	МОЩНОСТЬ ПО ИК (ДЭ) 2 ВВЕРХ	NИКЭ
ys_nu(3)	YS11N31	МОЩНОСТЬ ПО ИК (ДЭ) 3 ВВЕРХ	NИКЭ
ys_nu(4)	YS12N11	МОЩНОСТЬ ПО ИК (ДЭ) 4 ВВЕРХ	NИКЭ
ys_nu(5)	YS12N21	МОЩНОСТЬ ПО ИК (ДЭ) 5 ВВЕРХ	NИКЭ
ys_nu(6)	YS12N31	МОЩНОСТЬ ПО ИК (ДЭ) 6 ВВЕРХ	NИКЭ
ys_ud(1)	YS11N12	МОЩНОСТЬ ПО ИК (ДЭ) 1 НИЗ	NИКЭ
ys_ud(2)	YS11N22	МОЩНОСТЬ ПО ИК (ДЭ) 2 НИЗ	NИКЭ
ys_ud(3)	YS11N32	МОЩНОСТЬ ПО ИК (ДЭ) 3 НИЗ	NИКЭ
ys_ud(4)	YS12N12	МОЩНОСТЬ ПО ИК (ДЭ) 4 НИЗ	NИКЭ
ys_ud(5)	YS12N22	МОЩНОСТЬ ПО ИК (ДЭ) 5 НИЗ	NИКЭ
ys_ud(6)	YS12N32	МОЩНОСТЬ ПО ИК (ДЭ) 6 НИЗ	NИКЭ
ys01g01	YS01G01	ДИАПАЗОН ИК	ДИК
ys02g01	YS02G01	ДИАПАЗОН ИК	ДИК
ys_ui(1)	YS31U11	ПРЕИОД ПО ИК (ДИ) 1	ТКИП
ys_ui(2)	YS31U21	ПРЕИОД ПО ИК (ДИ) 2	ТКИП
ys_ui(3)	YS31U31	ПРЕИОД ПО ИК (ДИ) 3	ТКИП
ys_ui(4)	YS32U11	ПРЕИОД ПО ИК (ДИ) 4	ТКИП
Обозначение	Идентификатор	Наименование	Примечание
ys_ui(5)	YS32U21	ПРЕИОД ПО ИК (ДИ) 5	ТКИП
ys_ui(6)	YS32U31	ПРЕИОД ПО ИК (ДИ) 6	ТКИП
ys_up(1)	YS21U11	ПРЕИОД ПО ИК (ДП) 1	ТКИП
ys_up(2)	YS21U21	ПРЕИОД ПО ИК (ДП) 2	ТКИП

ys_up(3)	YS21U31	ПРЕИОД ПО ИК (ДП) 3	ТКИП
ys_up(4)	YS22U11	ПРЕИОД ПО ИК (ДП) 4	ТКИП
ys_up(5)	YS22U21	ПРЕИОД ПО ИК (ДП) 5	ТКИП
ys_up(6)	YS22U31	ПРЕИОД ПО ИК (ДП) 6	ТКИП
Tef	YS01Y01	ЭФФЕКТИВНОЕ ВРЕМЯ РАБОТЫ	ТЭФФ
cbor1	TV30Q01	КОНЦЕНТРАЦИЯ БОРНОЙ КИСЛОТЫ	СБОР
cbor2	TV40Q01	КОНЦЕНТРАЦИЯ БОРНОЙ КИСЛОТЫ	СБОР
ys_l(1)	YS21N11	ЛОГАРИФМ МОЩНОСТИ ПО ИК (ДП) 1	NКИП
ys_l(2)	YS21N21	ЛОГАРИФМ МОЩНОСТИ ПО ИК (ДП) 2	NКИП
ys_l(3)	YS21N31	ЛОГАРИФМ МОЩНОСТИ ПО ИК (ДП) 3	NКИП
ys_l(4)	YS22N11	ЛОГАРИФМ МОЩНОСТИ ПО ИК (ДП) 4	NКИП
ys_l(5)	YS22N21	ЛОГАРИФМ МОЩНОСТИ ПО ИК (ДП) 5	NКИП
ys_l(6)	YS22N31	ЛОГАРИФМ МОЩНОСТИ ПО ИК (ДП) 6	NКИП
ya_tc(1)	YA12T72	СР. ПО ТС И ТП ТЕМП. ХОЛ. НИТКИ 1.	ТХН
ya_tc(2)	YA22T72	СР. ПО ТС И ТП ТЕМП. ХОЛ. НИТКИ 2.	ТХН
ya_tc(3)	YA32T72	СР. ПО ТС И ТП ТЕМП. ХОЛ. НИТКИ 3.	ТХН
ya_tc(4)	YA42T72	СР. ПО ТС И ТП ТЕМП. ХОЛ. НИТКИ 4.	ТХН
ya_th(1)	YA11T71	СР. ПО ТС И ТП ТЕМП. ГОР. НИТКИ 1.	ТГН
ya_th(2)	YA21T71	СР. ПО ТС И ТП ТЕМП. ГОР. НИТКИ 2.	ТГН
ya_th(3)	YA31T71	СР. ПО ТС И ТП ТЕМП. ГОР. НИТКИ 3.	ТГН
ya_th(4)	YA41T71	СР. ПО ТС И ТП ТЕМП. ГОР. НИТКИ 4.	ТГН
he_gcn(1)		Состояние ГЦН-1	HE_Gzn_1
he_gcn(2)		Состояние ГЦН-2	HE_Gzn_2
he_gcn(3)		Состояние ГЦН-3	HE_Gzn_3
he_gcn(4)		Состояние ГЦН-4	HE_Gzn_4
he_num_gcn		Число петель в работе	HE_num_Gzn

Выходной параметр CF_1 **и его условное обозначение** CF_1

Алгоритм расчета КФБ

1. Если нет сигнала CF_Emerg (реализовано в алгоритме как CF_Emerg=0, если CF_Emerg=1 сигнал есть) или с момента появления сигнала CF_Emerg прошло менее 5 секунд (глобальная переменная gtime),

CF_1=0. Расчет прекращается.

Если качество всех принятых от СКР положений стержней НСУЗ, а также всех мощностей NИКЭ и NКИП плохое (т.у. нет связи с СКР),

CF_1=0. Расчет прекращается.

2. В противном случае, если с момента подачи сигнала АЗ прошло более 5 секунд и хотя бы 2 из 61 параметров НСУЗ>10 см или имеют плохое качество,

CF_1=32. Расчет прекращается.

3. В противном случае, если с момента появления сигнала CF_Emerg прошло менее 60 секунд

CF_1=1. Расчет прекращается.

4. В противном случае определяем мощность Nik_i по каждому из 6 каналов:

Nik_1=(YS11N11+YS11N12)/2

Nik_2=(YS11N21+YS11N22)/2

Nik_3=(YS11N31+YS11N32)/2

Nik_4=(YS12N11+YS12N12)/2

Nik_5=(YS12N21+YS12N22)/2

Nik_6=(YS12N31+YS13N32)/2

Если хотя бы 2 из 3 параметров: Nik_1, Nik_2 и Nik_3 превышают 150 МВт при не плохом качестве, BL_1_1=1. Если из Nik_1, Nik_2 и Nik_3 только один параметр имеет не плохое качество и превышает 150 МВт, BL_1_1=1.

Если хотя бы 2 из 3 параметров: Nik_4, Nik_5 и Nik_6 превышают 150 МВт при не плохом качестве, BL_1_2=1. Если из Nik_1, Nik_2 и Nik_3 только один параметр имеет не плохое качество и превышает 150 МВт, BL_1_2=1.

Если BL_1_1=1 или BL_1_2=1,

CF_1=31. Расчет прекращается.

5. В противном случае, если с момента появления сигнала CF_Emerg прошло менее 90 секунд,

CF_1=2. Расчет прекращается.

6. В противном случае:

Если (YS01G01=4 И (хотя бы один из параметров YS11U11<999, YS11U21<999 или YS11U31<999 при не плохом качестве)), B_L_2_1=1,

Если (YS02G01=4 И (хотя бы один из параметров YS12U11<999, YS12U21<999 или YS12U31<999 при не плохом качестве)), B_L_2_2=1,

Если (YS01G01=2 И (хотя бы один из параметров YS21U11<999, YS21U21<999 или YS21U31<999 при не плохом качестве)), B_L_2_3=1,

Если (YS02G01=2 И (хотя бы один из параметров YS22U11<999, YS22U21<999 или YS22U31<999 при не плохом качестве)), B_L_2_4=1,

Если (YS01G01 не равен ни 1, ни 2, ни 4 ИЛИ имеет плохое качество) И (YS02G01 не равен ни 1, ни 2, ни 4 ИЛИ имеет плохое качество), B_L_2_5=1,

Если (YS01G01=4 И все параметры: YS11U11, YS11U21, YS11U31 имеют плохое качество) КОМ1=1. Если (YS01G01=4 И все параметры: YS21U11, YS21U21, YS21U31 имеют плохое качество) КОМ1=1. Если (YS02G01=4 И все параметры: YS12U11, YS12U21, YS12U31 имеют плохое качество) КОМ2=1. Если (YS02G01=2 И все параметры: YS22U11, YS22U21, YS22U31 имеют плохое качество) КОМ2=1. Если (КОМ1=1 И КОМ2=1), BL_2_6=1.

Если хотя бы один из параметров BL_2_i, i=1...6 равен 1,

CF_1=21. Расчет прекращается.

7. В противном случае определяем среднюю температуру 1 контура:

Усредняем параметры:

YA12T72, YA22T72, YA32T72, YA42T72, YA11T71, YA21T71, YA31T71, YA41T71.

В усреднении участвуют при не плохом качестве:

Температуры работающих петель, если хотя бы один из ГЦН включен (he_num_gcn>0);

Все температуры, если he_num_gcn=0 или имеет плохое качество (he_num_gcn_cv=0).

Если средняя температура первого контура превышает 200 градусов, переход к п. 8.

В противном случае определяем стояночную концентрацию борной кислоты:

$C_B_st = 10.3 - 0.018 \times YS01Y01$ (если YS01Y01 имеет плохое качество, C_B_st=10.3), а также текущую концентрацию борной кислоты: $C_B = (TV30Q01 + TV40Q01) \div 2$. В усреднении участвуют данные только с хорошим качеством.

Если C_B<C_B_st ИЛИ C_B имеет плохое качество,

CF_1=13. Расчет прекращается.

8. В противном случае:

Если ((YS01G01=1 И хотя бы один из параметров: YS31U11, YS31U21, YS31U31 имеет не плохое качество) ИЛИ (YS02G01=1 И хотя бы один из параметров: YS32U11, YS32U21, YS32U31 имеет не плохое качество)) переход к п. 9.

В противном случае - переход к п. 10.

9. Если (YS01G01=1 И (хотя бы один из параметров: YS31U11<999, YS31U21<999, YS31U31<999 при не плохом качестве)), BL_5_1=1.

Если (YS02G01=1 И (хотя бы один из параметров: YS32U11<999, YS32U21<999, YS32U31<999 при не плохом качество)), BL_5_2=1.

Если хотя бы один из параметров BL_5_1 и BL_5_2 равен 1,

CF_1=12. Расчет прекращается.

В противном случае

CF_1=4. Расчет прекращается.

10. Если (YS01G01=2 И (хотя бы один из параметров: YS21N11, YS21N21, YS21N31 превышает 3 МВт при не плохом качестве)) ИЛИ (YS02G01=2 И (хотя бы один из параметров: YS22N11, YS22N21, YS22N31 превышает 3 МВт при не плохом качестве)) BL_9_1=1.

Если ((YS01G01=2 И все параметры YS21N11, YS21N21, YS21N31 имеет плохое качество) И (YS02G01=2 И все параметры YS22N11, YS22N21, YS22N31 имеют плохое качество)) BL_9_2=1.

Если (BL_9_1=1 ИЛИ BL_9_2=1),

CF_1=11. Расчет прекращается.

В противном случае

CF_1=3. Расчет окончен.

Додаток С

Список публікацій здобувача за темою дисертації та
відомості про апробацію результатів дисертації

1**. Наукові праці, в яких опубліковані основні результати дисертації**

1. Tsoglin Y. Early Emergency Prognosis and Response Centers / Tsoglin Y., Borissenko V., Klimenko I. // Atomwirtschaft - Atomtechnik. No 12, 1994, p. 842-844.

Здобувачу особисто належить розробка підходу до технічного та програмного забезпечення кризових центрів на АЕС.

2. Tsoglin Y.L. Ukraine early warning: on-line diagnostics and computer network for monitoring, accident prevention and response / Tsoglin Y.L., Klimenko I.A., Borissenko V.I. // Nuclear Engineering. Vol.40. No 490. May 1995. p. 31-33.

Здобувачу особисто належить розробка технічного та програмного забезпечення кризових центрів на АЕС.

3. Борисенко В.И. Численное моделирование газодинамических процессов в открываемой с торца трубе / Борисенко В.И., Кутищев М.А., Мукоид В.П. // Прикладная механика и техническая фізика. 1999. Т.40. №1. С. 74-79.

Здобувачу особисто належить постановка задачі, проведення розрахункових досліджень, аналіз отриманих результатів.

4. Борисенко В.И. Стандартная проблема валидации кода RELAP5 для энергоблока с реактором ВВЭР-440 / Борисенко В.И., Крушинский А.Г., Мукоид В.П. // Проблемы безопасности атомных электростанций и Чернобыля, вып. 6, научно-технический сборник, г.Чернобыль. 2006. С. 41-48.

Здобувачу особисто належить постановка задачі, аналіз отриманих результатів.

5. Борисенко В.И. Применение реактиметров для определения нейтронно-физических характеристик активной зоны / Борисенко В.И.,

Сидорук Н.М., Сиренко С.П. // Проблемы безопасности атомных электростанций и Чернобыля, вып. 6, научно-технический сборник, г.Чернобыль. 2006. С. 49-53.

Здобувачу особисто належить проведення експериментальних досліджень, аналіз отриманих результатів.

6. Борисенко В.И. Анализ аварии с течью из первого контура во второй для реакторной установки с реактором ВВЭР-440 при валидации расчетного кода RELAP5 с участием специалистов Украины и Болгарии / Борисенко В.И., Крушинский А.Г., Мукоид В.П., P. Groudev, M. Pavlova // Проблемы безопасности атомных электростанций и Чернобыля, вып. 10, научно-технический сборник, г.Чернобыль. 2008. С. 12-19.

Здобувачу особисто належить постановка задачі, аналіз отриманих результатів з результатами спеціалістів з Болгарії.

7. Борисенко В.І. Особливості перехідного процесу в реакторній установці ВВЕР-1000 при спрацюванні прискореного попереджувального захисту / Борисенко В.І., Каденко І.М., Самойленко Д.В. // Ядерна фізика та енергетика. 2009. Т. 10, № 2. С. 157-164.

Здобувачу особисто належить постановка задачі, проведення розрахунків режимів з ППЗ, аналіз отриманих результатів.

8. Борисенко В.И. Что необходимо определять: период или реактивность реактора? / Борисенко В.И. //Проблемы безопасности атомных электростанций и Чернобыля, вып. 13, научно-технический сборник, г.Чернобыль. 2010. С. 8-18.

9. Пампуро В.И. Современная методология управления безопасностью АЭС / Пампуро В.И., Борисенко В.И. // Проблемы безопасности атомных электростанций и Чернобыля, вып. 13, научно-технический сборник, г.Чернобыль. 2010. С. 27-38.

Здобувачу особисто належить постановка задачі, аналіз вимог нормативних документів України щодо безпеки АЕС.

10. Борисенко В.И. Обоснование показателей безопасности АЭС / Борисенко В.И., Ключников А.А., Пампуро В.И. // Проблемы безопасности атомных электростанций и Чернобыля, вып. 15, научно-технический сборник, г.Чернобыль. 2011. С. 6-12.

Здобувачу особисто належить постановка задачі, проведення розрахунків ізотопного складу та активності ізотопів йоду, аналіз отриманих результатів.

11. Борисенко В.И. Анализ режима работы энергоблока ВВЭР-1000 с естественной циркуляцией теплоносителя первого контура в рамках реализации стандартной проблемы для валидации кода RELAP5 / Борисенко В.И., Крушинский А.Г., Мукоид В.П., П.Грудев, М.Павлова. //Проблемы безопасности атомных электростанций и Чернобыля, вып. 15, научно-технический сборник, г.Чернобыль. 2011. С. 13–20.

Здобувачу особисто належить постановка задачі, проведення розрахунків з природної циркуляції теплоносія, аналіз та порівняння отриманих результатів.

12. Борисенко В.И. О некоторых закономерностях последствий аварий на АЭС / Борисенко В.И. //Проблемы безопасности атомных электростанций и Чернобыля, вып. 18, научно-технический сборник, г.Чернобыль. 2012. С. 6-15.

13. Борисенко В.И. Об особенностях формирования сигнала аварийной защиты при реактивностных авариях на ВВЭР-1000 / Борисенко В.И. // Проблемы безопасности атомных электростанций и Чернобыля, вып. 19, научно-технический сборник, г.Чернобыль. 2012. с. 20-28

14. Борисенко В.И. Особенности протекания некоторых переходных режимов со сбросом нагрузки на ВВЭР-1000 / Борисенко В.И., Самойленко Д.В., Каденко И.Н. // Атомная энергия. Т. 115. Вып. 3. 2013. С. 132-136.

Здобувачу особисто належить постановка задачі, проведення розрахунків режимів з ППЗ на ВВЕР-1000, аналіз отриманих результатів.

15. Борисенко В.И. Определение консервативных параметров модели реактора для исследования переходных режимов работы ВВЭР-1000 / Борисенко В.И., Горанчук В.В. // Проблемы безопасности атомных электростанций и Чернобыля, вып. 20, научно-технический сборник, г.Чернобыль. 2013. С. 28-36.

Здобувачу особисто належить постановка задачі, розробка аналітичної моделі нейтронної динаміки, проведення розрахунків, аналіз отриманих результатів.

16. Борисенко В.И. Исследование режима работы ВВЭР-1000 при отключении последнего питательного турбонасоса с уровня мощности менее 25 % номинальной / Борисенко В.И., Горанчук В.В., Крушинский А.Г. // Проблемы безопасности атомных электростанций и Чернобыля, вып. 20, научно-технический сборник, г.Чернобыль. 2013. С. 37-44.

Здобувачу особисто належить постановка задачі, аналіз технічної документації, проведення розрахунків, аналіз отриманих результатів.

17. Борисенко В.И. Экспериментальное определение подкритичности энергетического ядерного реактора / Борисенко В.И., Волох А.Ф., Горанчук В.В., Сидорук Н.М. // Ядерна фізика та енергетика. 2014. Т. 15, № 1. С. 35-42.

Здобувачу особисто належить постановка задачі, аналіз технічної документації, проведення експериментів, аналіз отриманих результатів.

18. Борисенко В.И. Обоснование надежности систем отвода остаточного тепловыделения ядерного реактора с позиций безопасности АЭС / Борисенко В.И., Ключников А.А.,. Пампуро В.И. // Проблемы безопасности атомных электростанций и Чернобыля, вып. 22, научно-технический сборник, г.Чернобыль. 2014 г. с. 5-12.

Здобувачу особисто належить постановка задачі, аналіз технічної документації щодо САОЗ та РДЕС, проведення розрахунків, аналіз отриманих результатів.

19. Борисенко В.И. О ядерной безопасности уран-графитовых реакторов / Борисенко В.И. // Проблемы безопасности атомных электростанций и Чернобыля, вып. 26, научно-технический сборник, г.Чернобыль. 2016. С. 15-26.

20. Борисенко В.И. О некоторых закономерностях последствий аварий на АЭС / Борисенко В.И. // Атомная стратегия XXI. 2016. Вып.116. С. 19-21.

21. Борисенко В.И. Модель формирования сигнала внутризонного детектора нейтронов / Борисенко В.И., Пионтковский Ю.Ф., Горанчук В.В. // Ядерна фізика та енергетика. 2016. Т.17. №.4. С. 364-373.

Здобувачу особисто належить постановка задачі, розробка аналітичної моделі формування сигналу ДПЗ, аналіз отриманих результатів.

22. Борисенко В.И. О некоторых параметрах ядерной безопасности уран-графитовых реакторов / Борисенко В.И. // Атомная стратегия XXI. 2017. Вып.122. С. 18-21.

23. Борисенко В.И. Застосування методів аналізу шумів у системах діагностики реакторів типу ВВЕР / Борисенко В.И., Будик Д.В., Горанчук В.В. // Ядерна та радіаційна безпека. 2017. №1 (73). С. 48-53.

Здобувачу особисто належить постановка задачі, аналіз та вибір алгоритмів шумової діагностики, проведення розрахунків, аналіз отриманих результатів.

24. Борисенко В.И. Выбор консервативных допущений при обосновании ядерной безопасности систем хранения отработанного ядерного топлива / Борисенко В.И., Горанчук В.В., Пионтковский Ю.Ф., Сапон Н.Н. // Ядерна та радіаційна безпека. 2017. №2 (74). С. 48-53.

Здобувачу особисто належить постановка задачі, аналіз і вибір консервативних припущень і моделі, проведення розрахунків, аналіз отриманих результатів.

25. Борисенко В.И. Исследование моделей родиевого эмиттера детектора прямого заряда / Борисенко В.И., Пионтковский Ю.Ф., Горанчук В.В.// Проблемы безопасности атомных электростанций и Чернобыля, вып. 28, научно-технический сборник, г.Чернобыль. 2017. С. 15-26.

Здобувачу особисто належить постановка задачі, аналіз моделі вигорання емітера ДПЗ, проведення розрахунків, аналіз отриманих результатів.

26. Борисенко В.И. Обоснование нормативных показателей пределов повреждения твэлов / Борисенко В.И. // Атомная стратегия XXI. 2017. Вып.125. С. 12-13.

27. Борисенко В.И. Что определяем: Надежность или Безопасность? / Борисенко В.И. // Атомная стратегия XXI. 2017. Вып.127. С. 9-11.

28. Борисенко В.І. Визначення консервативних припущень при обґрунтуванні ядерної безпеки систем зберігання ВТВЗ ВВЕР-440 / Борисенко В.І., Горанчук В.В., Піонтковський Ю.Ф. // Науково-виробничий журнал «Ядерна енергетика та довкілля» № 1 (9). 2017. С. 13-17.

Здобувачу особисто належить постановка задачі, аналіз і вибір консервативних припущень і моделі, проведення розрахунків, аналіз отриманих результатів.

29. Борисенко В.И. О надежности систем отвода остаточных энерговыделений ядерной энергетической установки / Борисенко В.И. // Атомная стратегия XXI. 2017. Вып.129. С. 16-17.

2. Опубліковані праці апробаційного характеру

30. Borissenko V. New System for the Adequate Monitoring of WWER-1000 Reactors. Proceedings SMORN-VII. A Symposium on Nuclear Reactor

Surveillance and Diagnostics / Borissenko V.; Tsoglin Yu.; Klimenko I.; Sidoruk N.; Panashchenko N. // Nuclear Energy Agency OECD, 1995. Vol.2. p. 383-388.

Здобувачу особисто належить проведення експериментальних досліджень термонейтронного ефекту, обробка результатів експериментів, аналіз отриманих результатів.

31. Borisenko V.I. On Utilization of the Self-powered Neutron Detectors for the Reactivity Control / Borisenko V.I. // Proceedings INCORE96. Specialists Meeting on In-core Instrumentation and Reactor Core Assessment. 14-17.10.1996, Mito, Japan.

Здобувачу особисто належить проведення експериментальних досліджень, обробка результатів експериментів, аналіз отриманих результатів.

32. Использование метода Монте-Карло для создания систем адекватного контроля нейтронной мощности реакторов ВВЭР-1000 / Шкарупа АМ., Борисенко В.И., Трофимова Н.А., Кротенко В.Т., Майстренко А.Н., Новикова Т.Н. / Материалы ежегодной научной конференции ИЯИ. 1995. С. 215-218.

Здобувачу особисто належить проведення експериментальних досліджень, обробка результатів експериментів, аналіз отриманих результатів.

33. Pampuro V.I. Management of Individual Ecological Safety of Potentially Hazardous Object / Pampuro V.I., Borisenko V.I. // The third American Nuclear International Topical Meeting on Nuclear Plant Instrumentation, Control and Human-Machine Interface Technologies (NPIC & HMIT 2000), Nov. 13-17, 2000. Washington, D.C., p. 707-722.

Здобувачу особисто належить постановка задачі, аналіз та вибір моделі регулювання нейтронної потужності, проведення розрахунків, аналіз отриманих результатів.

34. Піонтковкський Ю.Ф. Вплив параметрів активної зони ВВЕР-1000 на формування сигналу ДПЗ / Піонтковкський Ю.Ф., Борисенко В.І. // Тези доповідей. XXIII щорічна наукова конференція Інституту ядерних досліджень НАН України. 1-5 лютого 2016 р. С. 104.

Здобувачу особисто належить постановка задачі, аналіз результатів.

35. Сапон М.М. Визначення коефіцієнтів реактивності ВВЕР-1000 в програмному коді MCNP / Сапон М.М., Борисенко В.І // Тези доповідей. XXIII щорічна наукова конференція Інституту ядерних досліджень НАН України. 1-5 лютого 2016 р. С. 107.

Здобувачу особисто належить постановка задачі, аналіз результатів.

36. Borysenko V.I. Analysis of accelerated unit uploading transient with point and 3D neutron kinetics models for VVER-1000 / Borysenko V.I., Kadenko I.M., Krushynsky A.G., Shkarupa O.M. // The 2rd International Conference “Current Problems in Nuclear Physics and Atomic Energy”, June 9 - 15, 2008, Kyiv, UKRAINE. p. 54.

Здобувачу особисто належить постановка задачі, проведення розрахунків режимів з ППЗ на ВВЕР-1000, аналіз отриманих результатів.

37. Borysenko V.I. The features to use the “period of reactor” as a parameter important for safety of NPPs with WWER-1000 / Borysenko V.I., Kadenko I.N., Samoilenko D.V. // The 3rd International Conference “Current Problems in Nuclear Physics and Atomic Energy”, June 7 - 11, 2010, Kyiv, UKRAINE. p. 128-129.

Здобувачу особисто належить постановка задачі, проведення розрахунків перехідних режимів, аналіз отриманих результатів

38. Borysenko V.I. Study of accelerated unit unloading mode initiated by turbine feed pump trip with TVSA fuel assemblies operation in WWER-1000 / Borysenko V.I., Kadenko I.M., Samoilenko D.V. // Collection of Reports 4th IC Current Problems in Nuclear Physics and Atomic Energy (NPAE-Kyiv2012) Sept. 3-7, 2012. p. 499-503.

Здобувачу особисто належить постановка задачі, проведення розрахунків відключення ЖТН на ВВЕР-1000, аналіз отриманих результатів.

Апробація результатів дисертації.

Результати дисертації доповідалися та обговорювалися на щорічних наукових конференціях ІЯД НАНУ (1992-2017 рр.), а також на наступних міжнародних конференціях, симпозіумах та семінарах:

- International Nuclear Congress Atoms for Energy, 2 – 6 October, 1994. - Lyon, France;
- A Symposium on «Nuclear Reactor Surveillance and Diagnostics SMORN-7», 19 – 23 June, 1995. - Avignon, France;
- Specialists Meeting on «In-core Instrumentation and Reactor Core Assessment. INCORE96», 14 – 17 October, 1996. - Mito, Japan;
- The third American Nuclear International Topical Meeting on «Nuclear Plant Instrumentation, Control and Human-Machine Interface Technologies. NPIC & HMIT 2000», 13 – 16 November, 2000. - Washington, D.C., USA;
- 2-а Міжнародна науково-технічна конференція «Безпека, ефективність та економіка атомної енергетики (МНТК-2001)», 21 – 24 травня 2001. - Москва, РФ;
- II Міжнародна конференція «Актуальні проблеми ядерної фізики та атомної енергетики»; 9 – 15 червня 2008. - Київ;
- III Міжнародна конференція «Актуальні проблеми ядерної фізики та атомної енергетики»; 7 – 12 червня 2010. - Київ;
- IV Міжнародна конференція «Актуальні проблеми ядерної фізики та атомної енергетики»; 10 – 14 вересня 2012. - Київ;
- III Міжнародна науково-практична конференція «Безпека та ефективність атомної енергетики », 24 – 28 вересня 2012. - Одеса;

– 9-а Міжнародна науково-технічна конференція «Безпека, ефективність та економіка атомної енергетики (МНТК-2014)», 21 – 23 травня 2014. - Москва, РФ;

V Міжнародна науково-практична конференція «Безпека та ефективність атомної енергетики», 5 – 9 вересня 2016. - Одеса.

Додаток D. Акти Впровадження

Додаток D1

Акт впровадження результатів дисертаційної роботи Борисенка В.І. на СНВО «Імпульс»

Приватне акціонерне товариство
«Сєвєродонецьке науково-виробниче об'єднання «Імпульс»

пл. Перемоги, б. 2, м. Сєвєродонецьк Луганської області, 93405, Україна. Тел./факс +380 6452 2-95-87
Тел. +380 6452 6-03-47 Факс +380 6452 2-94-20 E-mail: impuls@imp.lg.ua Код ЄДРПОУ 31393258
Поточний рахунок 26001300256109 у філії - Луганське обласне управління АТ «Ощадбанк», код банку 304665

02.11.2017 № 4658/01 На № _____ від _____

Завідувачу відділенням
атомної енергетики
ІПБ АЕС НАН України
Борисенку В.І.

ІПБ АЕС НАН України
вул. Лисогірська, 12
м. Київ, 03028

Акт впровадження

Шановний Володимире Івановичу!

Надсилаємо в додатку Акт впровадження результатів дисертаційної роботи Борисенка В.І. «Вдосконалення методів та засобів оперативного контролю та діагностики нейтронно-фізичних параметрів ядерних установок».

Додаток:
Акт впровадження результатів дисертаційної роботи Борисенка В.І. – 1 прим. (1 арк.).

З повагою,
Директор **О.А. Журба**

017318

Устімов В.О.
(06452) 67-108
ustimov_va@imp.lg.ua

Приватне акціонерне товариство
«Сєвєродонецьке науково-виробниче об'єднання «Імпульс»

пл. Перемоги, б. 2, м. Сєвєродонецьк Луганської області, 93405, Україна. Тел./факс +380 6452 2-95-87
Тел. +380 6452 6-03-47 Факс +380 6452 2-94-20 E-mail: impuls@imp.lg.ua Код ЄДРПОУ 31393258
Поточний рахунок 26001300256109 у філії - Луганське обласне управління АТ «Ощадбанк», код банку 304665

02.11.2017 № _____ На № _____ від _____

№

АКТ впровадження
результатів дисертаційної роботи Борисенка В.І.
Вдосконалення методів та засобів оперативного контролю та діагностики нейтронно-фізичних параметрів ядерних установок

Результати дисертаційної роботи Борисенка В.І. використовувались:

1. При розробці прикладного програмного забезпечення АКНП-И (ИФ) в частині розробки алгоритмів та програм визначення періоду та реактивності ядерного реактора.
Роботи виконані в рамках договору №02-05/02 «Разработка алгоритмов и программ вычислений и имитации мощности, периода, реактивности для АКНП».

2. При розробці Звіту з верифікації і валідації прикладного ПЗ АКНП-И (ИФ).
Роботи виконані в рамках договору №05-04/04 «Подготовка и проведение валидации прикладного ПО АКНП АКНП».

3. При розробці прикладного програмного забезпечення Системи внутришньореакторної шумової діагностики в частині розробки алгоритмів та програм визначення вібростану внутрішньокорпусних пристроїв та ТВЗ, а також при розробці сценаріїв діагностування.
Роботи по п. 3 виконані в рамках проектів комплексних систем діагностики (КСД) для ЮУАЕС-1,2,3, ХАЕС-1, РАЕС-3, ЗАЕС-1,2,3,4,5.

Впровадження вказаних результатів роботи сприяє успішному впровадженню сучасних інформаційних систем контролю параметрів, важливих для безпечної експлуатації енергоблоків з ВВЕР на АЕС України.

Директор Журба О.А.

Посада *Підпис* *ПІБ*

В.о. заст. директора з наукової роботи Устімов В.О.

Заст. директора по системах автоматизації в енергетиці Герасименко К.Є.

016997

Додаток D2

Акт впровадження результатів дисертаційної роботи Борисенка В.І. на ВВР-М ІЯД НАН України

НАЦІОНАЛЬНА АКАДЕМІЯ НАУК УКРАЇНИ

ІНСТИТУТ ЯДЕРНИХ ДОСЛІДЖЕНЬ

Проспект Науки, 47, м. Київ, 03680
Тел.: (380-44) 525-23-49; Факс: (380-44) 525-44-63; e-mail: interdep@kinr.kiev.ua

№ 1-17/529 19.09.17.

АКТ впровадження

результатів дисертаційної роботи Борисенка В.І.

Вдосконалення методів та засобів оперативного контролю та діагностики нейтронно-фізичних параметрів ядерних установок

Результати дисертаційної роботи Борисенка В.І. використовувались:

1. При розробці прикладного програмного забезпечення ПТК АРКУЗ реактора ВВР-М в частини розробки алгоритмів та програм визначення реактивності ядерного реактора (Робота виконана в рамках договору №3-1/20062 «Розробка технічних рішень реалізації контролю реактивності в ПТК АРКУЗ реактора ВВР-М»).

2. При виконанні контролю загрузки активної зони дослідницького реактора ВВР-М (Робота виконана у рамках договору » № 2-05/08 «Контроль загрузки активної зони дослідницького реактора ВВР-М»).

Впровадження результатів роботи сприяє успішному впровадженню сучасних інформаційних систем і засобів контролю реактивності – параметра важливого для безпечної експлуатації ядерного реактора.

Заст. директора Лавриненко В.О.

ІЯД НАН України Ідентифікаційний код 23724840

Посада	*Підпис*	*ПІБ*
Головний інженер ВВР-М		Макаровський В.М.
Головний технолог		Лисенко М.В.
Завідувач службою управління реактором		Волох О.П.

Додаток D3

Акт впровадження результатів дисертаційної роботи Борисенка В.І. в НАЕК «Енергоатом»

МІНІСТЕРСТВО ЕНЕРГЕТИКИ ТА ВУГІЛЬНОЇ ПРОМИСЛОВОСТІ УКРАЇНИ
ЕНЕРГОАТОМ
ENERGOATOM

НАЦІОНАЛЬНА АТОМНА ЕНЕРГОГЕНЕРУЮЧА КОМПАНІЯ

Україна, 01032, Київ, вул, Назарівська, 3
Тел.: +38(044) 201-09-88, факс: 277-78-83

Розрахунковий рахунок 26009200019275
в АТ «Укрексімбанк» м. Київ,
Код банку: 322313, код ЗКПО 24584661

№ 13360/03 від 28.09.2017 р.

На № _____ від _____ 201__ р.

Завідувачу відділення атомної енергетики ІПБ АЕС НАН України Борисенку В.І

ІПБ АЕС НАН України
вул. Лисогірська, 12
м. Київ, 03028

059581

Шановний Володимире Івановичу!

Надсилаємо в додатку для подальшого використання «Акт впровадження результатів дисертаційної роботи Борисенка В.І. «Вдосконалення методів та засобів оперативного контролю та діагностики нейтронно-фізичних параметрів ядерних установок».

Додаток - Акт впровадження результатів дисертаційної роботи Борисенка В.І. в 1 прим. на 1 арк.

З повагою

Генеральний інспектор – директор з безпеки **Д.В. Білей**

Гуназа,
277-78-09

«ЗАТВЕРДЖУЮ»
Генеральний інспектор -
директор з безпеки
_____ Д.В. Білей
«28» 09 2017 р.

АКТ

впровадження результатів дисертаційної роботи Борисенка Володимира Івановича «Вдосконалення методів та засобів оперативного контролю та діагностики нейтронно-фізичних параметрів ядерних установок»

Результати дисертаційної роботи В.І. Борисенка було впроваджено при розробці функціонального дизайну проекту «Система Представлення Параметрів Безпеки на ВВЕР-1000 АЕС України» (СППБ), в рамках якого проведено розробку та поставку вказаної системи СППБ на 11-ть енергоблоків ВП АЕС ДП «НАЕК «Енергоатом» з ВВЕР-1000. Технічним керівником, а також членом групи функціонального дизайну проекту СППБ з української сторони було призначено В.І. Борисенка.

Результати дисертаційної роботи В.І. Борисенка було впроваджено при розробці ДП «НАЕК «Енергоатом» наступних галузевих технічних рішень і програм проведення ядерно-небезпечних робіт, погоджених Держатомрегулювання України:
- 02.18.01.03.00 від 20.11.2000 «Об изменении периодичности и порядка проведения испытаний по определению времени падения ОР СУЗ в активную зону ВВЭР-1000»;
- ТР-М.1234.03.031-02 від 13.11.2002 «Об изменении периодичности проведения испытаний по определению времени падения ОР СУЗ в активную зону ВВЭР-1000»;
- ОТР-М.1234.03.127-08 від 19.05.2008 «О внедрении усовершенствованного алгоритма формирования сигнала АЗ в аппаратуре контроля нейтронного потока АКНП-И (ИФ) по периоду изменения нейтронной мощности реактора ВВЭР-1000»;
- ПМ-Т.0.03.217-10 «Типовая программа проведения ядерно-опасных работ по протаскиванию ОР СУЗ»;
- ПМ-Т.0.03.194-13 «Типовая программа проведения эксплуатационных измерений нейтронно-физических характеристик активной зоны реактора ВВЭР-1000».

Впровадження результатів дисертаційної роботи Борисенка В.І. забезпечило вирішення поточних питань щодо підвищення рівня безпеки та ефективності експлуатації енергоблоків АЕС України з ВВЕР-1000 шляхом удосконалення методів управління реакторною установкою та виконання регламентних робіт і випробувань.

Посада	*Підпис*	*ПІБ*
Директор з виробництва – заступник виконавчого директора з виробництва		Ю.Є. Шейко
Директор з ядерної та радіаційної безпеки		П.Л. Лашевіч
Заступник директора з продовження експлуатації з модернізації		С.О. Тараканов