

Міністерство освіти і науки України

Національний університет водного господарства та природокористування

Навчально-науковий інститут енергетики, автоматики та водного господарства

Кафедра автоматизації, електротехнічних та комп'ютерно-інтегрованих
технологій

04-03-386М

МЕТОДИЧНІ ВКАЗІВКИ

до виконання лабораторних робіт з навчальної дисципліни
«Інноваційні технології в ядерній енергетиці»
для здобувачів вищої освіти другого (магістерського) рівня за
освітньо-професійними програмами «Електроенергетика,
електротехніка та електромеханіка» спеціальності 141
«Електроенергетика, електротехніка та електромеханіка» та
«Автоматизація, комп'ютерно-інтегровані технології та
робототехніка» спеціальності 174 «Автоматизація, комп'ютерно-
інтегровані технології та робототехніка»
денної та заочної форм навчання

Рекомендовано науково-
методичною радою з якості
ННІ ЕАВГ
Протокол № 8 від 23.04.2024 р.

Рівне – 2024

Методичні вказівки до виконання лабораторних робіт з навчальної дисципліни «Інноваційні технології в ядерній енергетиці» для здобувачів вищої освіти другого (магістерського) рівня за освітньо-професійними програмами «Електроенергетика, електротехніка та електромеханіка» спеціальності 141 «Електроенергетика, електротехніка та електромеханіка» та «Автоматизація, комп'ютерно-інтегровані технології та робототехніка» спеціальності 174 «Автоматизація, комп'ютерно-інтегровані технології та робототехніка» денної та заочної форм навчання [Електронне видання] / Василюк С. В., Василюк К. С. – Рівне : НУВГП, 2024. – 66 с.

Укладачі:

Василюк С. В. професор кафедри автоматизації, електротехнічних та комп'ютерно-інтегрованих технологій, доктор технічних наук, професор;

Василюк К. С. старший викладач кафедри автоматизації, електротехнічних та комп'ютерно-інтегрованих технологій.

Відповідальний за випуск:

Древецький В. В., завідувач кафедри автоматизації, електротехнічних та комп'ютерно-інтегрованих технологій, доктор технічних наук, професор.

Керівник групи забезпечення спеціальності 141 «Електроенергетика, електротехніка та електромеханіка»:

Василюк С.В., професор кафедри автоматизації, електротехнічних та комп'ютерно-інтегрованих технологій, доктор технічних наук, професор.

Керівник групи забезпечення спеціальності 174 «Автоматизація, комп'ютерно-інтегровані технології та робототехніка»:

Ридик А.В., професор кафедри автоматизації, електротехнічних та комп'ютерно-інтегрованих технологій, доктор технічних наук, професор.

Попередня версія методичних вказівок 04-03-338М

© С. В. Василюк,
К. С. Василюк, 2024
© НУВГП, 2024

ЗМІСТ

Вступ.....	5
ЛАБОРАТОРНА РОБОТА №1. Симуляція функціонування реактора ВВЕР-1000 при використанні низькозбагаченого та високозбагаченого палива.....	6
1.1 Короткі теоретичні відомості.....	6
1.1.1 Ядерне паливо для реакторів ВВЕР-1000.....	6
1.1.2 Розташування паливних касет в активній зоні ВВЕР-1000.....	7
1.2 Завдання для виконання.....	10
1.3 Порядок виконання роботи.....	10
1.3.1 Інсталяція комп'ютерного симулятора реактора ВВЕР-1000.....	10
1.3.2 Ознайомлення з вікнами комп'ютерного симулятора....	17
1.3.3 Відображення збагачення палива у активній зоні.....	25
1.3.4 Функціонування реактора при низькозбагаченому паливі.....	26
1.3.5 Функціонування реактора при високозбагаченому паливі.....	26
1.4 Вміст звіту з лабораторної роботи.....	26
1.5 Контрольні запитання.....	27
ЛАБОРАТОРНА РОБОТА №2. Дослідження функціонування системи управління та захисту реактора ВВЕР-1000.....	28
2.1 Короткі теоретичні відомості	28
2.2 Органи управління СУЗ комп'ютерного симулятора	32
2.3 Завдання для виконання	37
2.4 Порядок виконання роботи	37
2.5 Вміст звіту з лабораторної роботи	39
2.6 Контрольні запитання	40
ЛАБОРАТОРНА РОБОТА №3. Дослідження впливу концентрації бору на функціонування реактора ВВЕР-1000.....	42
3.1 Короткі теоретичні відомості.....	42
3.2 Панель контролю борного регулювання симулятора реактора ВВЕР-1000.....	43
3.3 Вікно ТАВ індикаторів попереджувальних та аварійних сигналів.....	43
3.4 Завдання для виконання.....	44
3.5 Порядок виконання роботи.....	46
3.6 Вміст звіту з лабораторної роботи.....	47
3.7 Контрольні запитання.....	48

ЛАБОРАТОРНА РОБОТА №4. Дослідження функціонування реактора ВВЕР-1000 в разі заклинювання ГЦН.....	49
4.1 Короткі теоретичні відомості.....	49
4.2 Короткий опис вікна 1С першого контуру симулятора.....	52
4.3 Завдання для виконання.....	53
4.4 Порядок виконання роботи.....	53
4.5 Вміст звіту з лабораторної роботи.....	55
4.6 Контрольні запитання.....	55
ЛАБОРАТОРНА РОБОТА №5. Дослідження ксенонових коливань в реакторі ВВЕР-1000.....	57
5.1 Короткі теоретичні відомості.....	57
5.2 Завдання для виконання.....	58
5.3 Порядок виконання роботи.....	58
5.4 Вміст звіту з лабораторної роботи.....	65
5.5 Контрольні запитання.....	65
Література.....	66

ВСТУП

В результаті вивчення дисципліни «Інноваційні технології в ядерній енергетиці» здобувачі освіти мають одержати знання з передових технологій ядерної енергетики, розуміти принципи функціонування ядерних реакторів на теплових нейтронах, ефективність їх функціонування у складі енергосистеми України, особливості їх автоматизації.

В результаті вивчення освітньої компоненти студент має знати: основні історичні етапи дослідження радіоактивності, напрямки розвитку ядерних технологій, поточний стан та перспективи розвитку атомної енергетики світі та Україні; призначення, структуру та повноваження МАГАТЕ; причини, особливості протікання та наслідки інцидентів та аварій, що пов'язані з радіаційними установками та матеріалами; процеси в ядерній енергетичній установці; конструкції основних типів ядерних реакторів, в тому числі – перспективних реакторів четвертого покоління; улаштування та принцип функціонування водо-водяних реакторів; основні технології видобутку, перероблення ядерного палива.

Тематика лабораторних робіт має тісний зв'язок з лекційним матеріалом, тому підготовка до виконання лабораторної роботи передбачає оволодіння теоретичними відомостями. Лабораторні роботи виконуються з використанням комп'ютерного симулятора реактора ВВЕР-1000. За результатами виконання кожної лабораторної роботи здобувач освіти готує звіт відповідно до наведених у вказівках вимог. Звіт має бути поданий викладачеві та захищений на наступному лабораторному занятті.

ЛАБОРАТОРНА РОБОТА №1
**Симуляція функціонування реактора ВВЕР-1000 при використанні
низькозбагаченого та високозбагаченого палива**

Мета роботи – встановити різницю між завантаженням реактора низькозбагаченим та високозбагаченим паливом.

Прийняті скорочення

ВВЕР	- водо-водяний енергетичний реактор
ПС СУЗ	- поглинаючі стрижні системи управління та захисту (також: ОР СУЗ – органи регулювання системи управління та захисту)
СВП	- стрижні з вигораючим поглиначем
ТВЕЛ	- тепловидільний елемент
ТВЗ	- тепловидільна збірка
ТП	- термопара
КНВ	- канал нейтронних вимірювань

1.1 Короткі теоретичні відомості

1.1.1 Ядерне паливо для реакторів ВВЕР-1000

Ядерне паливо для реактора ВВЕР-1000 представляє собою таблетки діоксиду урану (зовнішній діаметр 7,57 мм), рис. 1.1. Такі таблетки випускаються з різним збагаченням за ізотопом урану-235. Стандартні рівні збагачення становлять:

1,6 - 2,0 - 2,4 - 3,0 - 3,6 - 4,0 - 4,4 - 5,0 %



Рисунок 1.1 – Таблетки діоксиду урану

Паливні таблетки розміщуються у герметичних трубках, які носять назву ТВЕЛ (тепловидільний елемент), рис. 1.2. Оболонку ТВЕЛ виготовляють зі сплаву цирконію. Зовнішній діаметр трубки 9,1 мм. Довжина ТВЕЛа 3837 мм, маса 2,1 кг. Для компенсації теплового переміщення таблеток у верхній частині трубки розташовується пружина. Перед герметизацією ТВЕЛ заповнюють гелієм при тиску 2 МПа, який забезпечує передачу тепла від таблеток до оболонки.

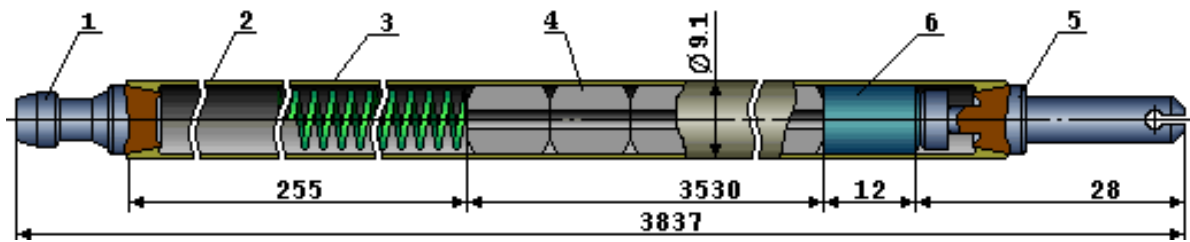


Рисунок 1.2 – Конструкція ТВЕЛ (тепловидільного елемента):
 1 – верхня заглушка; 2 – оболонка; 3 – пружинний фіксатор; 4 – таблетка;
 5 – нижня заглушка; 6 – проставка

Для зручності завантаження тепловидільних елементів до реактора, їх об'єднують у тепловидільні збірки (ТВЗ). ТВЗ, що застосовуються у реакторах ВВЕР-1000, мають шестигранну форму. Довжина збірки – близько 4,5 м, маса 760 кг. До складу ТВЗ входять 312 ТВЕЛ. ТВЕЛі фіксуються за допомогою дистанціонуючих решіток (15 шт.), які являють собою набір комірок, зварених між собою та скріплених ободом ззовні. В центрі кожна з дистанціонуючих решіток фіксується до центральної трубки, що використовується для контролю енерговиділення.

Тепловидільна збірка, що включає тільки ТВЕЛі, називається нерегульованою касетою (заводська термінологія).

До складу регульованої касети, окрім 312 ТВЕЛів, також входять 18 направляючих каналів для поглинаючих стрижнів («пучок» або «кластер» стрижнів) системи управління та захисту (ПС СУЗ), які під час роботи реактора вводяться та виводяться з активної зони для керування ланцюговою реакцією, тобто для зміни потужності реактора, рис. 1.3. До складу ТВЗ зі збагаченням 4,4% при трирічному паливному циклі входить також пучок стрижнів з вигораючим поглиначем (СВП) для вирівнювання поля енерговиділення (не більше ніж у 54х касетах). СВП при експлуатації лишаються нерухомими.

Традиційно для реакторів ВВЕР-1000 застосовуються ТВЗ з урановим паливом, в якості поглинаючого матеріалу в поглинаючих стрижнях СУЗ використовується карбід бору B_4C , в якості вигораючого поглинача застосовуються стрижні СВП, що містять диборид хрому CrB_2 у алюмінієвому сплаві. На сьогодні з'явилися нові види паливних касет з уран-гадолінієвим паливом та нові види ПС СУЗ.

1.1.2 Розташування паливних касет в активній зоні ВВЕР-1000

Активна зона включає 61 регульовану та 102 нерегульованих касет, з них при трирічному циклі не більше 54 касет містять пучки СВП. Завантаження реактора ВВЕР-1000 за ураном становить близько 70 тонн.

Активна зона реактора збирається з вертикально розташованих тепловидільних збірок (ТВЗ), рис. 1.3, що встановлюються в гнізда днища внутрішньокорпусної шахти.

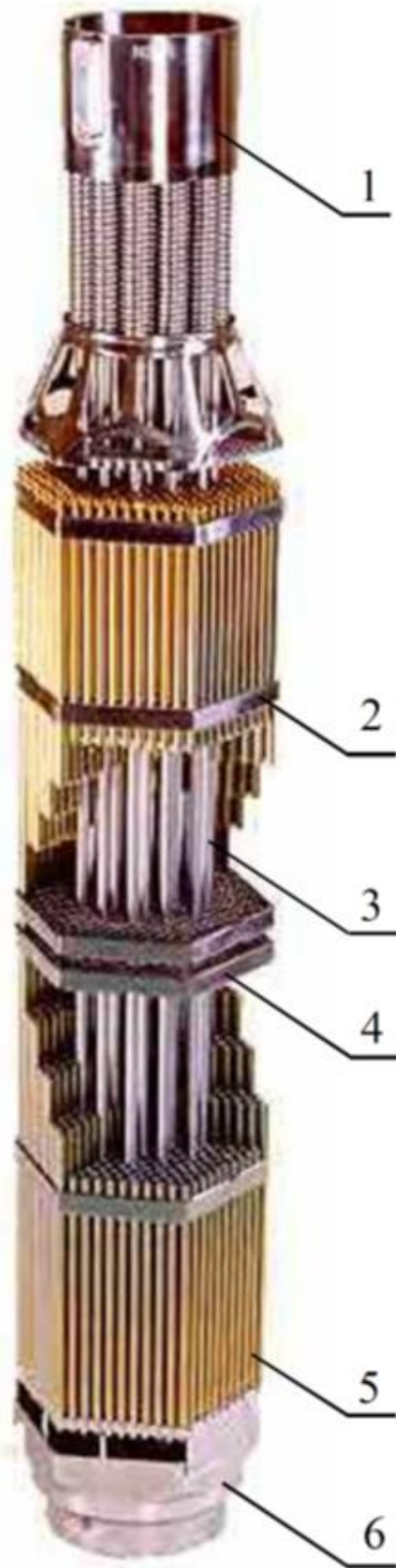


Рисунок 1.3 – Конструкція паливної касети реактора ВВЕР-1000:
1 – головка; 2 – обід дистанціонуючої решітки; 3 – направляючий канал;
4 – дистанціонуюча решітка; 5 – ТВЕЛі (в сукупності - ТВЗ); 6 – хвостовик

На рис. 1.4 наведена картограма активної зони із вказанням розміщення груп поглинаючих стрижнів (ще називають – органи регулювання) системи управління та захисту, термопар (ТП), каналів нейтронних вимірювань (КНВ), секторів симетрії, осей центральної зали, циркуляційних петель.

ТВЗ працює у активній зоні реактора впродовж паливної кампанії. Паливна кампанія – це кількість років експлуатації ТВЗ в активній зоні. На сьогодні паливна кампанія для ТВЗ складає 3 роки, рис. 1.5, для деяких ТВЗ – 4 роки. Під час цього терміну ТВЗ тричі змінює положення в активній зоні. Свіжі ТВЗ встановлюються на периферію активної зони, а ті, що частково вигоріли, - переставляються ближче до центру. При трирічному циклі використовується свіже паливо зі збагаченням 4,4%. Паливо, що відпрацювало 3 роки, видаляється з центра активної зони. Така схема руху палива (периферія – центр – центр) дозволяє забезпечити рівномірне енерговиділення в паливі та максимальний запас до настання кризи теплообміну води на оболонках ТВЕЛів.

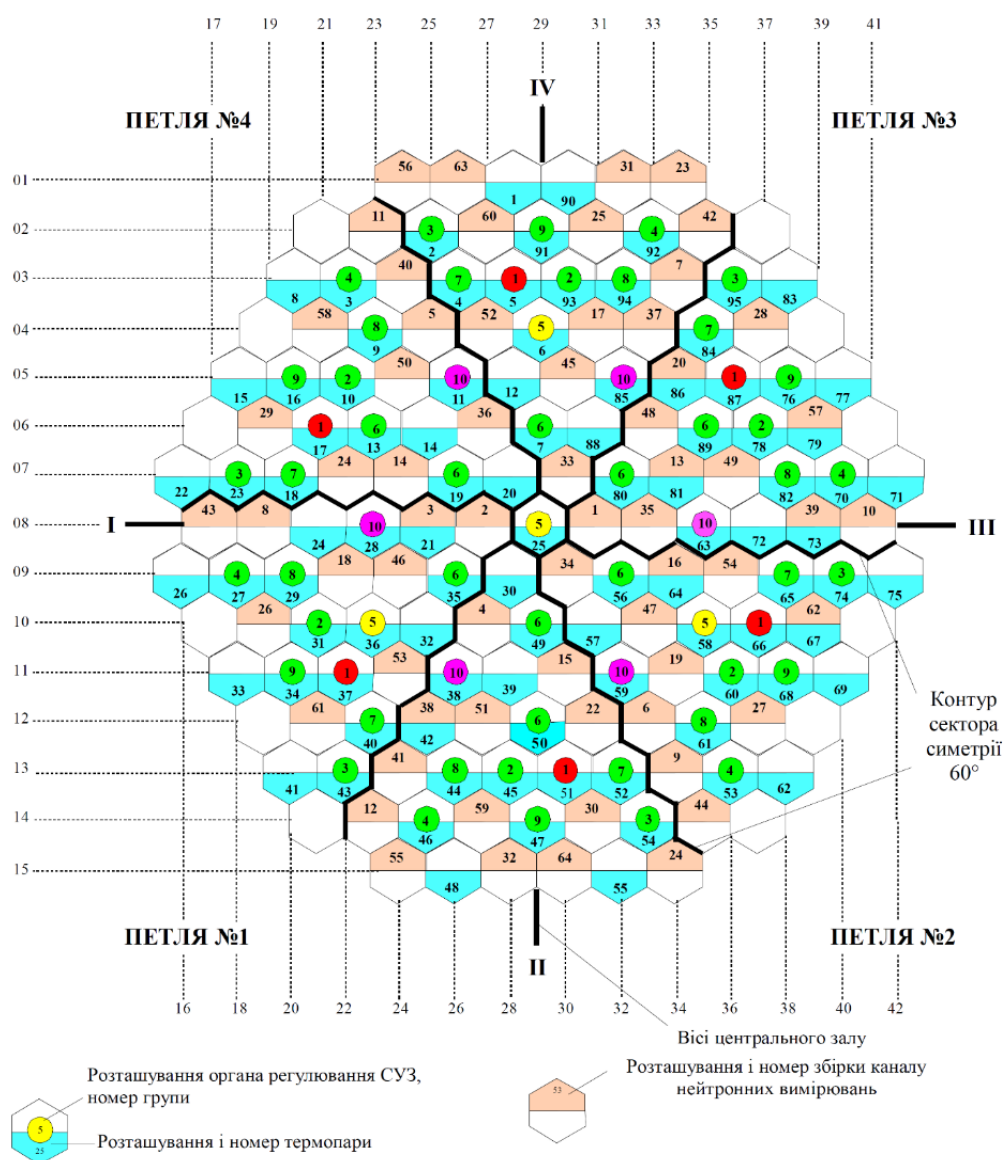


Рисунок 1.4 – Картограма активної зони реактора ВВЕР-1000

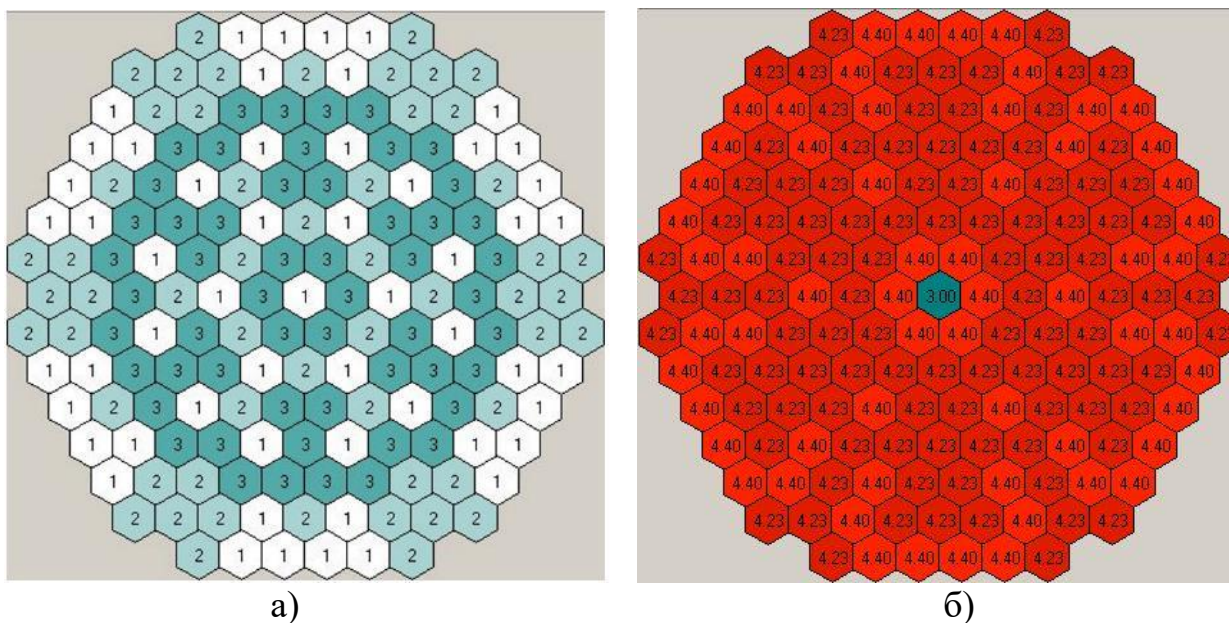


Рисунок 1.5 – Картограма завантаження паливом активної зони ВВЕР-1000 при трирічному циклі: а – роки роботи, б – збагачення ТВЗ

1.2 Завдання для виконання

1. Інсталювати комп'ютерний симулятор реактора ВВЕР-1000.
2. Ознайомитися з вікнами симулятора.
3. Встановити різницю між завантаженням реактора низькозбагаченим та високозбагаченим паливом.

1.3 Порядок виконання роботи

1.3.1 Інсталяція комп'ютерного симулятора реактора ВВЕР-1000

Установочний файл комп'ютерного симулятора має назву WWER-1000_setup.exe. Ця програма встановлюється на Win7. Для використання програми на операційній системі Win10 або Win11 необхідно спочатку встановити віртуальну машину Win7, а в ній вже інсталювати симулятор.

Порядок встановлення віртуальної машини Win7 на операційній системі Win10 (Win11).

1. На диску С створити папку з ім'ям «comm_virt».

До цієї папки скопіювати наступні файли (видаються викладачем):

- установку комп'ютерного симулятора WWER-1000_setup.exe;
- образ установки Win7: файл en_windows_7_professional_x86_dvd.iso;
- установку VirtualBox (останню версію можна скачати з <https://www.virtualbox.org/wiki/Downloads>).

Папка comm_virt буде спільною для реальної операційної системи Win10(11) та віртуальної Win7. Вона дасть змогу обмінюватися файлами між цими операційними системами, зокрема – скопіювати у віртуальну операційну систему інсталяцію симулятора WWER-1000_setup.exe.

2. Запустити інсталяцію VirtualBox для встановлення віртуальної машини. Типову конфігурацію не змінювати, рис. 1.6.

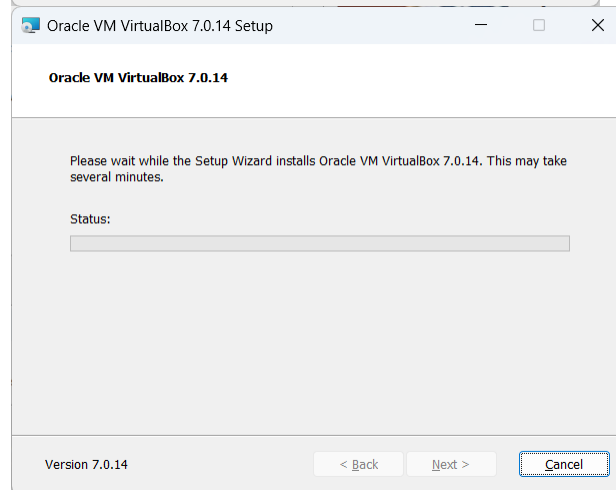
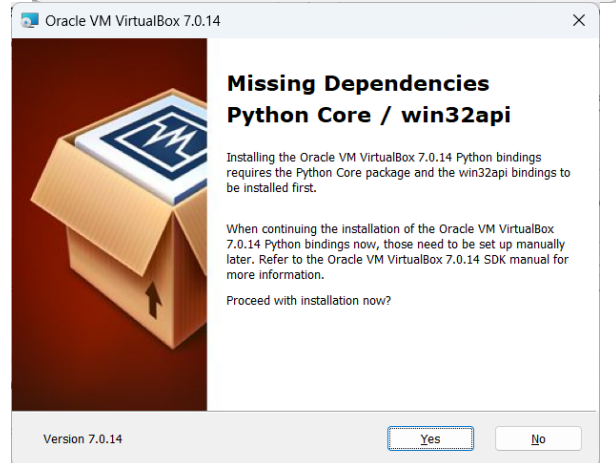
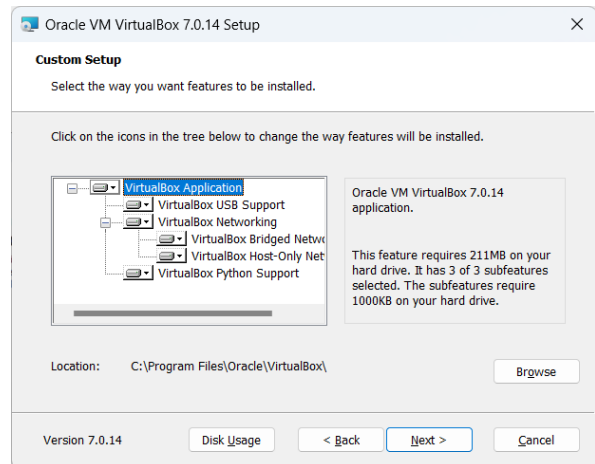
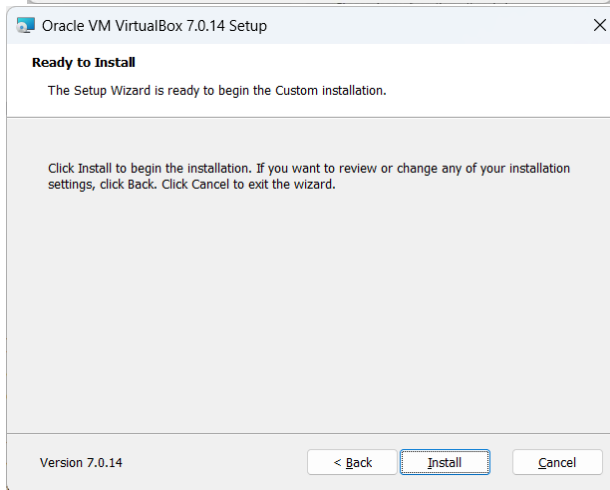
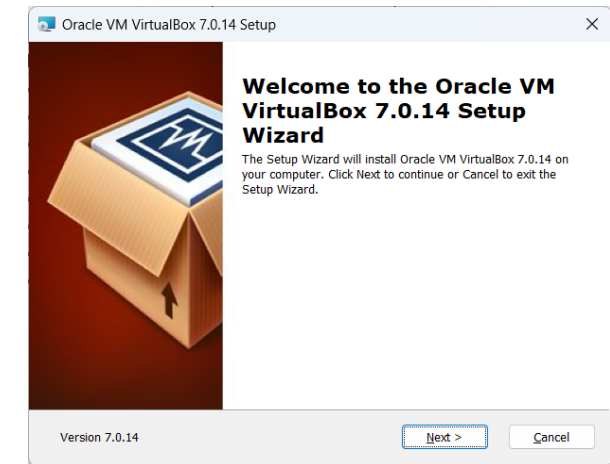


Рисунок 1.6 – Етапи інсталяції VirtualBox

3. У вікні менеджера віртуальних машин натиснути кнопку «Створити» для того, щоб створити нову віртуальну машину, рис. 1.7.

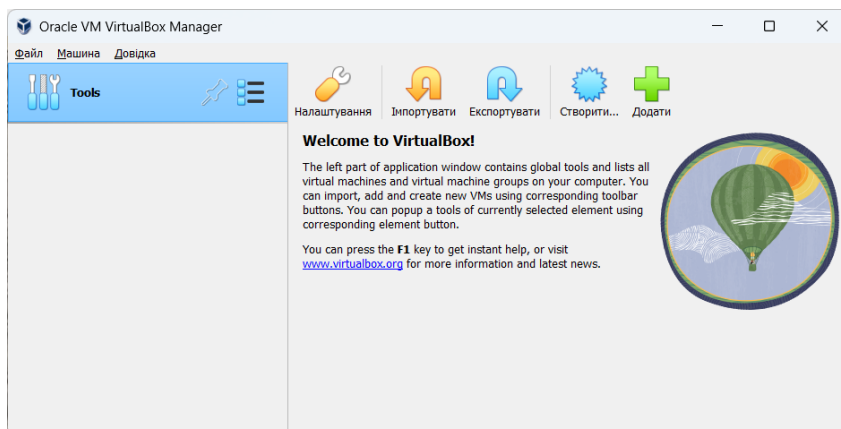


Рисунок 1.7 – Головне вікно менеджера віртуальних машин

4. У вікні створення віртуальної машини (рис. 1.8, а) необхідно налаштувати наступні параметри: «Назва» – Win7; Folder – лишити без змін; ISO Image – вказати шлях до образу операційної системи. В наступному вікні (рис. 1.8, б): Username – 1; Password – 1; Repeat Password – 1.

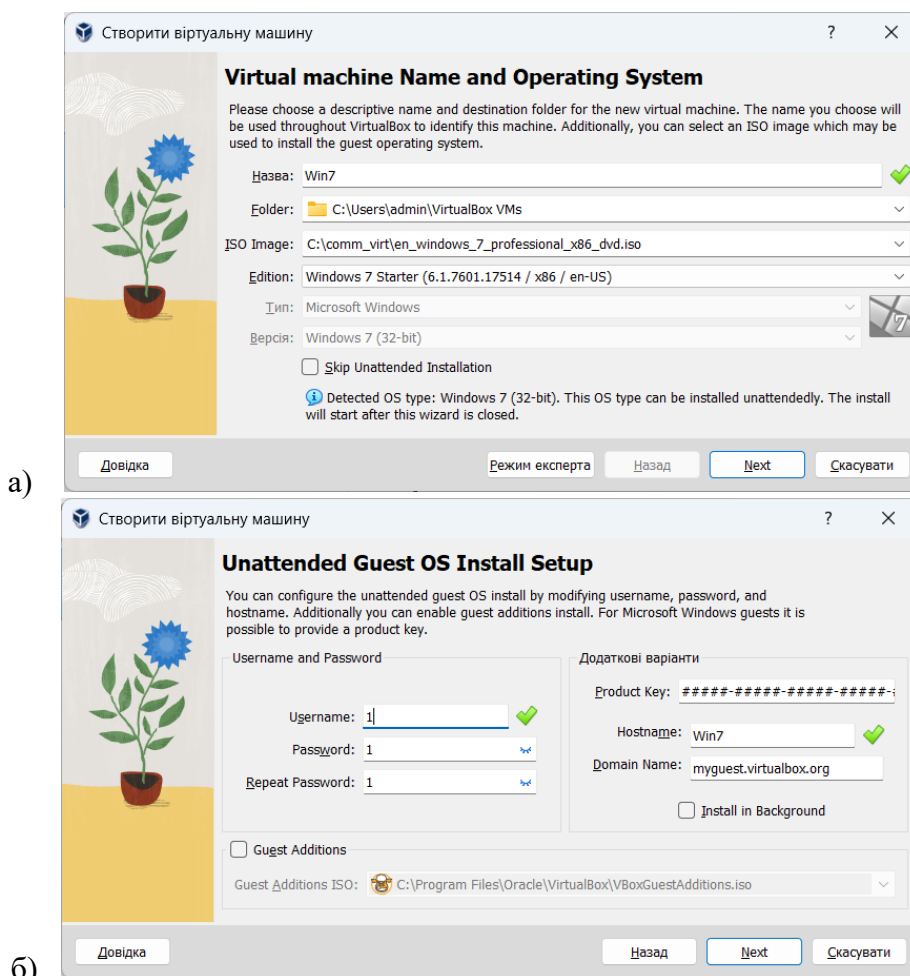


Рисунок 1.8 – Створення віртуальної машини Win7

5. В наступних вікнах налаштування лишаються без змін (рис. 1.9).

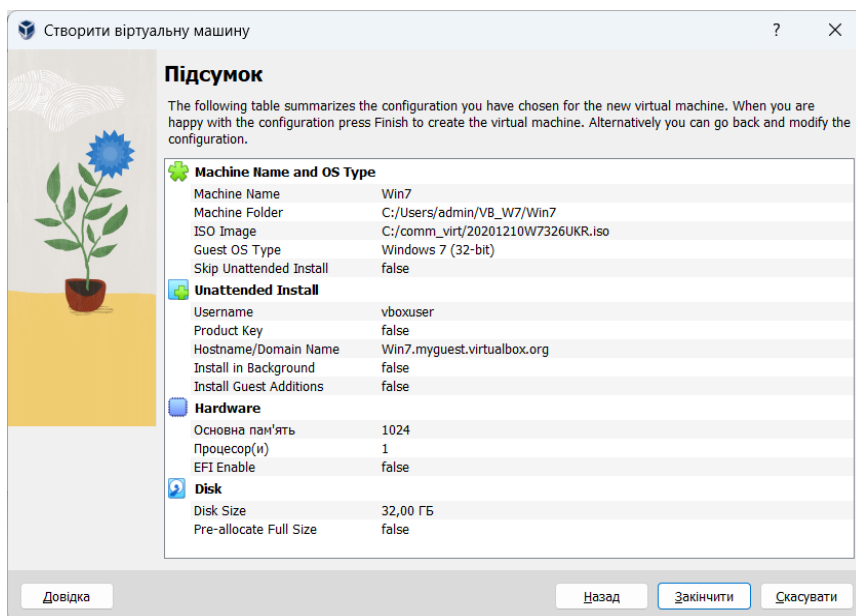
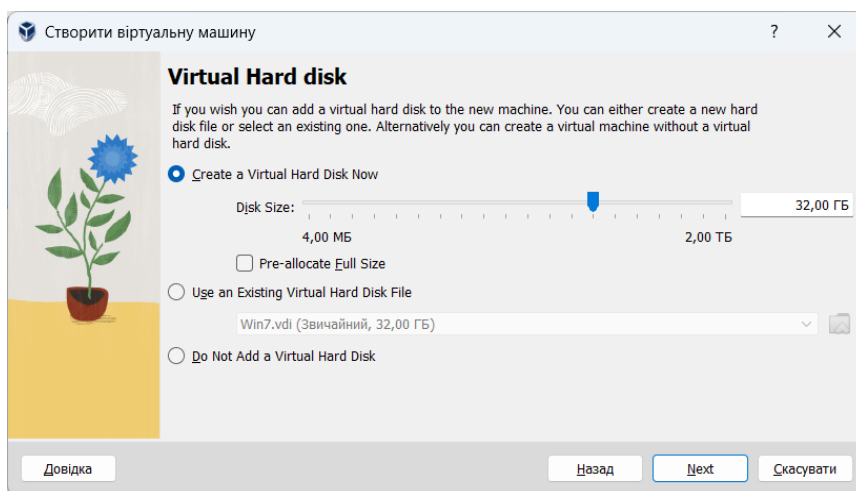
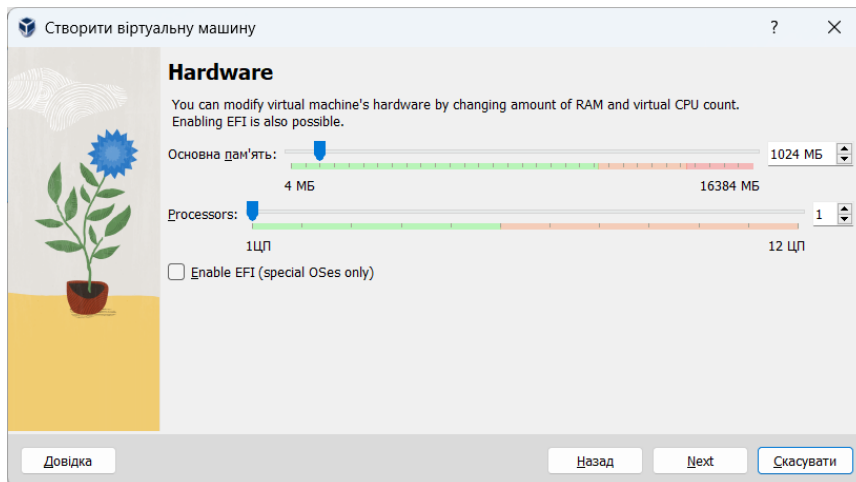


Рисунок 1.9 – Створення віртуальної машини

6. Розпочнеться інсталяція Windows 7 (рис. 1.10).

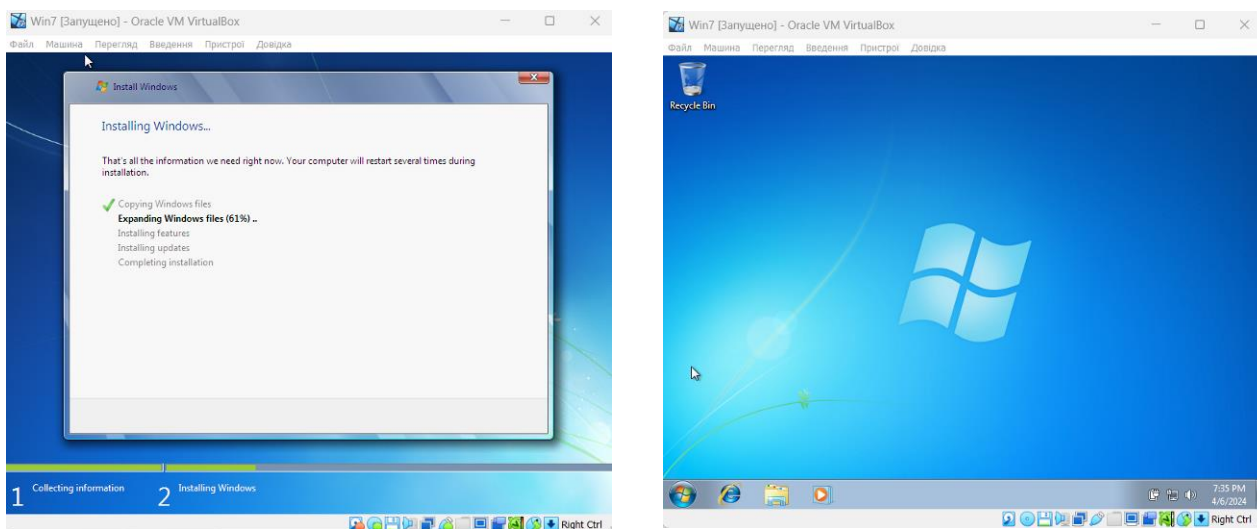


Рисунок 1.10 – Інсталяція Windows 7

7. Після закінчення інсталяції операційної системи Win 7 необхідно збільшити роздільну здатність. Для цього в контекстному меню робочого стола Win 7 необхідно обрати пункт Screen resolution і встановити роздільну здатність 1152x864, рис. 1.11.

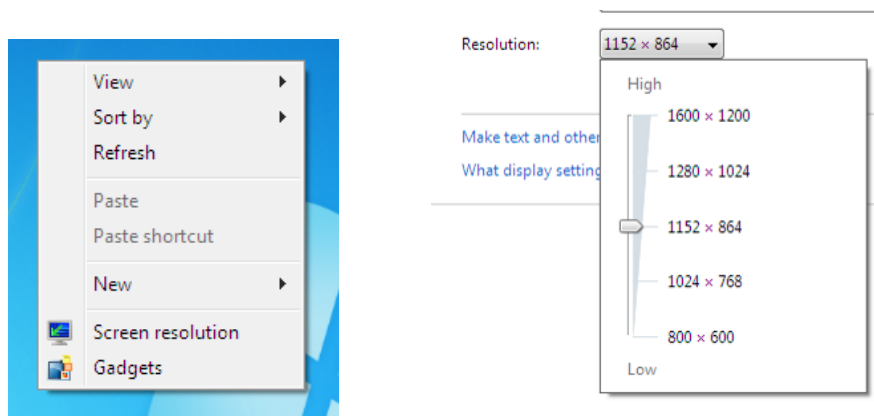


Рисунок 1.11 – Встановлення роздільної здатності

Інсталяція симулятора у Windows 7.

8. В меню «Пристрої» натиснути «Встановити гостьві доповнення» (після натискання ніякого повідомлення не з'явиться), рис. 1.12.

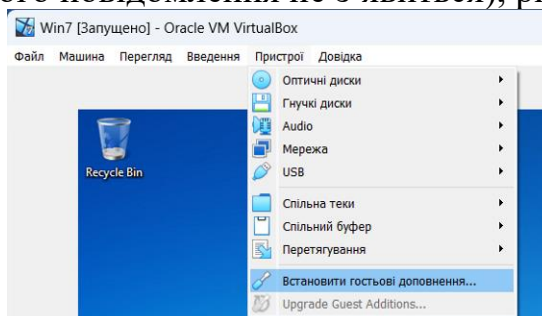


Рисунок 1.12 – Підключення образу додаткового диску

9. Зайти в пункт меню «Спільна тека»—«Параметри загальних тек...», рис. 1.13.

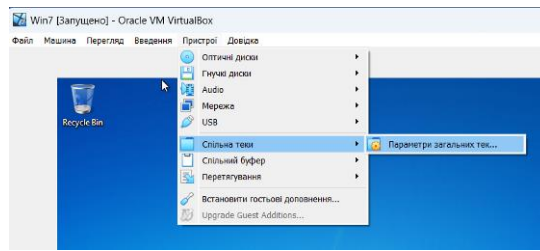



Рисунок 1.13 – Пункт меню «Параметри загальних тек...»

10. У вікні «Win7 – Налаштування», рис. 1.14, а, натиснути кнопку , щоб додати нові спільні теки. У діалоговому вікні «Створити спільну теку» задати шлях до папки comm_virt, що була попередньо створена на основному комп'ютері, рис. 1.14, б. Також необхідно відмітити пункти «Автоматичне монтування» та «Зробити незмінною».

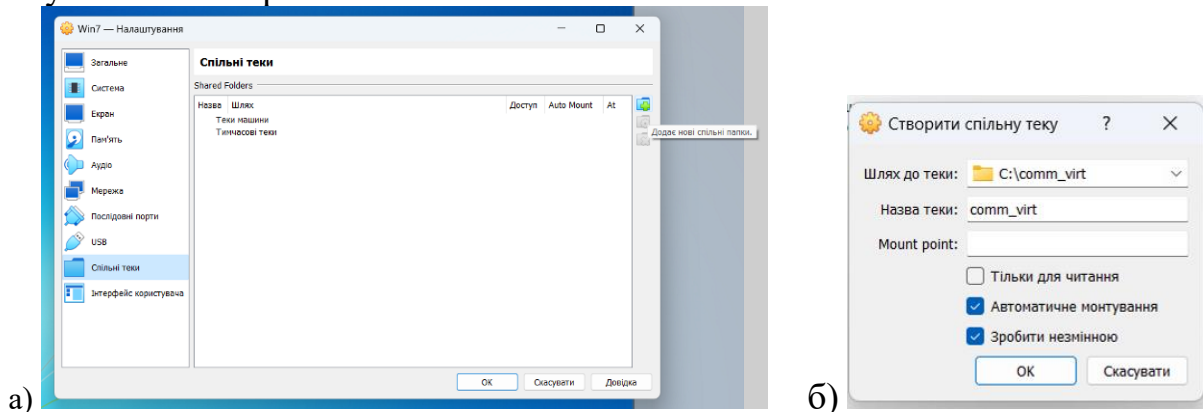


Рисунок 1.14 – Налаштування шляху до спільної папки

11. В результаті шлях до спільної папки для реальної та віртуальної операційних систем буде визначено, рис. 1.15.

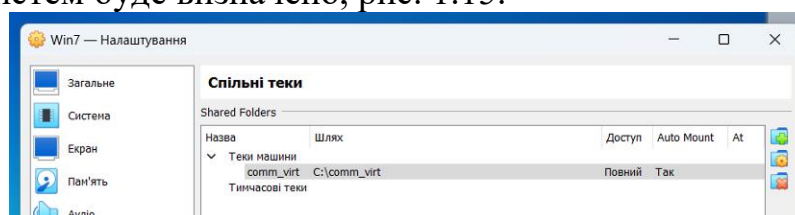


Рисунок 1.15 – Визначений шлях до спільної папки для реальної та віртуальної операційних систем

12. У віртуальній машині зайти у Мій комп'ютер (Computer) та відкрити віртуальний компакт диск CD Drive (D:), рис. 1.16.

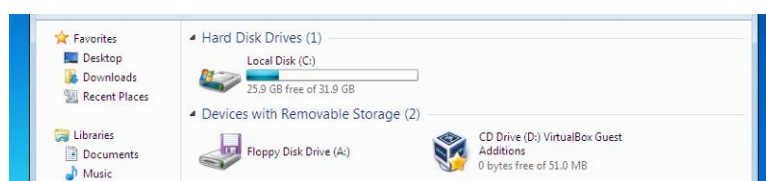


Рисунок 1.16 – Відкриття віртуального компакт диску у Win7

13. Запустити застосунок VboxWindowsAdditions, рис. 1.17.

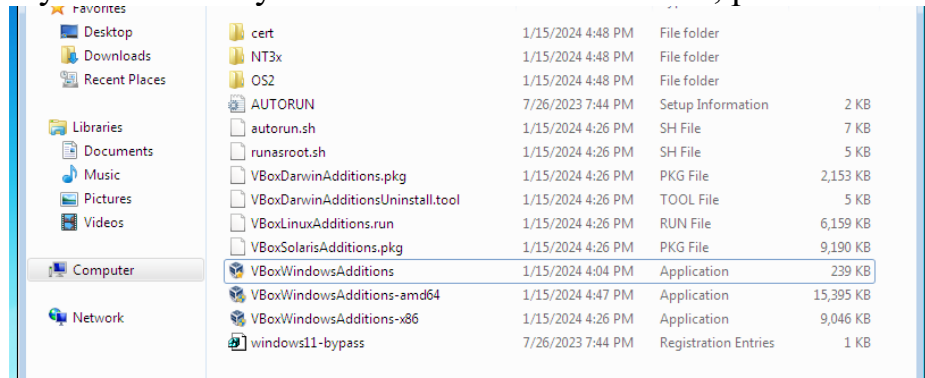


Рисунок 1.17 – Запуск застосунку VboxWindowsAdditions

14. Пройти процедуру інсталяції, після чого перезавантажити віртуальну машину, рис. 1.18. По закінченні інсталяції віртуальна машина буде перезавантажена.

15. Після перезавантаження у віртуальній машині з'явиться доступ до загальної папки, рис. 1.19.

16. Зайти у мережеву папку comm_virt та скопіювати на віртуальну машину файл WWER-1000_setup.exe, рис. 1.20.

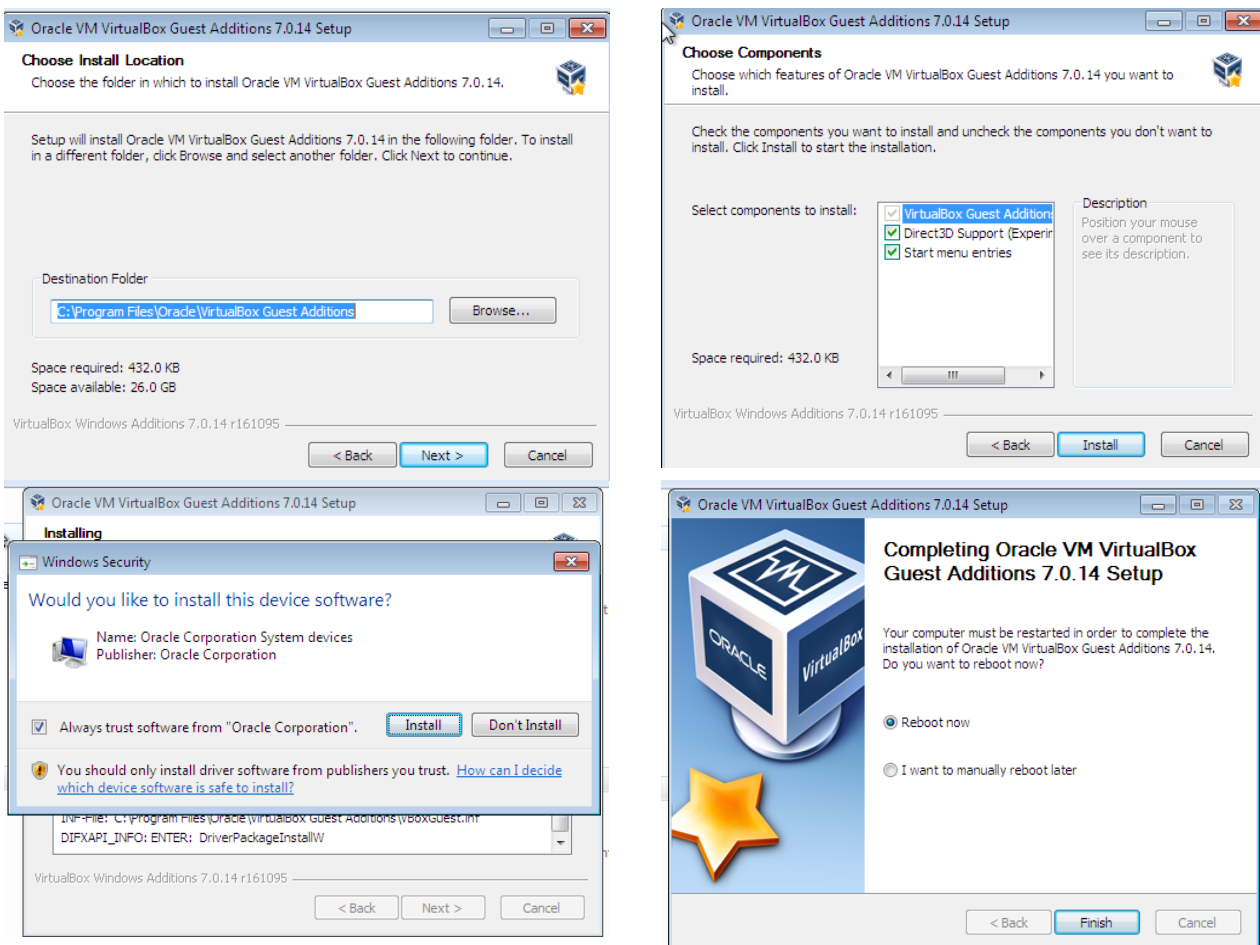


Рисунок 1.18 – Інсталяція застосунку VboxWindowsAdditions

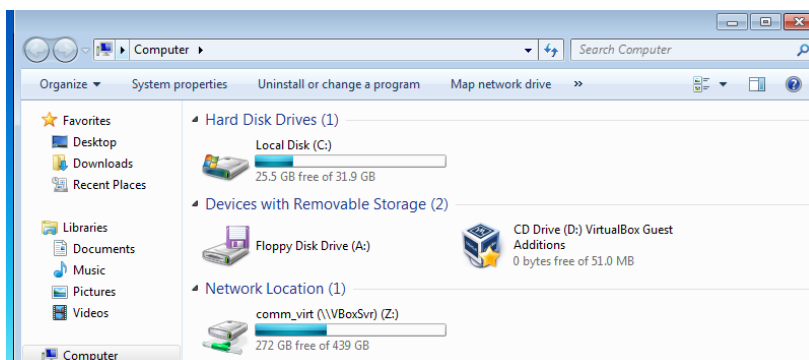


Рисунок 1.19 – Доступ до загальної папки comm_virt, яка дає змогу обмінюватися файлами між реальною та віртуальними операційними системами

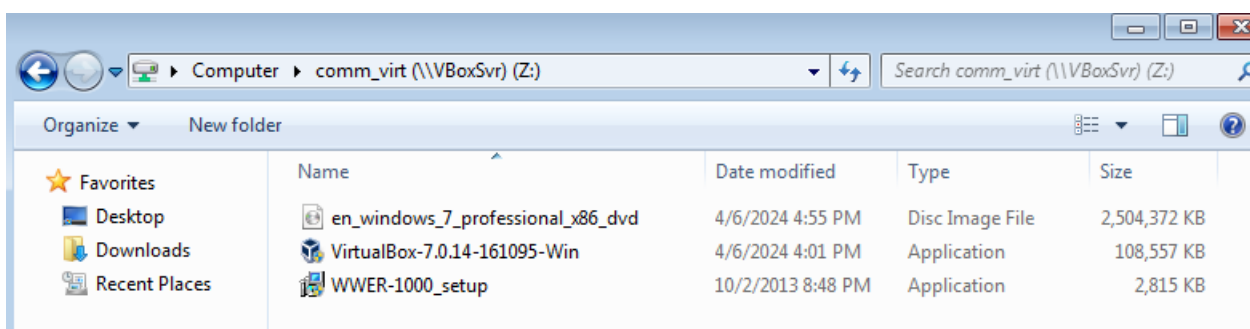


Рисунок 1.20 – Копіювання файлу WWER-1000_setup.exe із загальної папки на віртуальну машину

17. Встановити програму WWER-1000_setup.exe.

Після цього встановлення симулятора у віртуальній машині Win7 завершено. Симулятор готовий до роботи. Для запуску необхідно скористатися ярликом:



1.3.2 Ознайомлення з вікнами комп'ютерного симулятора

Комп'ютерний симулятор функціонує в трьох основних режимах: підготовка до симуляції, моделювання роботи реактора, візуалізація та аналіз результатів. Симулятор має декілька екранів, які демонструють функціонування основних технологічних систем ВВЕР-1000. Існує можливість моделювати як нормальний, так і аварійні режими роботи обладнання, що пов'язані як з спрацюванням систем безпеки, так і з дефектами обладнання. Ядерне паливо моделюється в трьох вимірах, для теплоносія активної зони використовується гомогенна термогідравлічна модель. Модель кінетики нейтронів може функціонувати в 30 тис. разів швидше за реальний час, що зручно під час вивчення процесів вигорання та ксенонового отруєння. В симуляторі також використовується модель регулятора вмісту бору, що дає змогу в ручному режимі регулювати концентрацію бору впродовж тривалого

періоду. Також передбачена можливість переходити з автоматичного на ручний режим роботи реактора.

При запуску симулятора з'являється вікно вибору завдання, рис. 1.21.

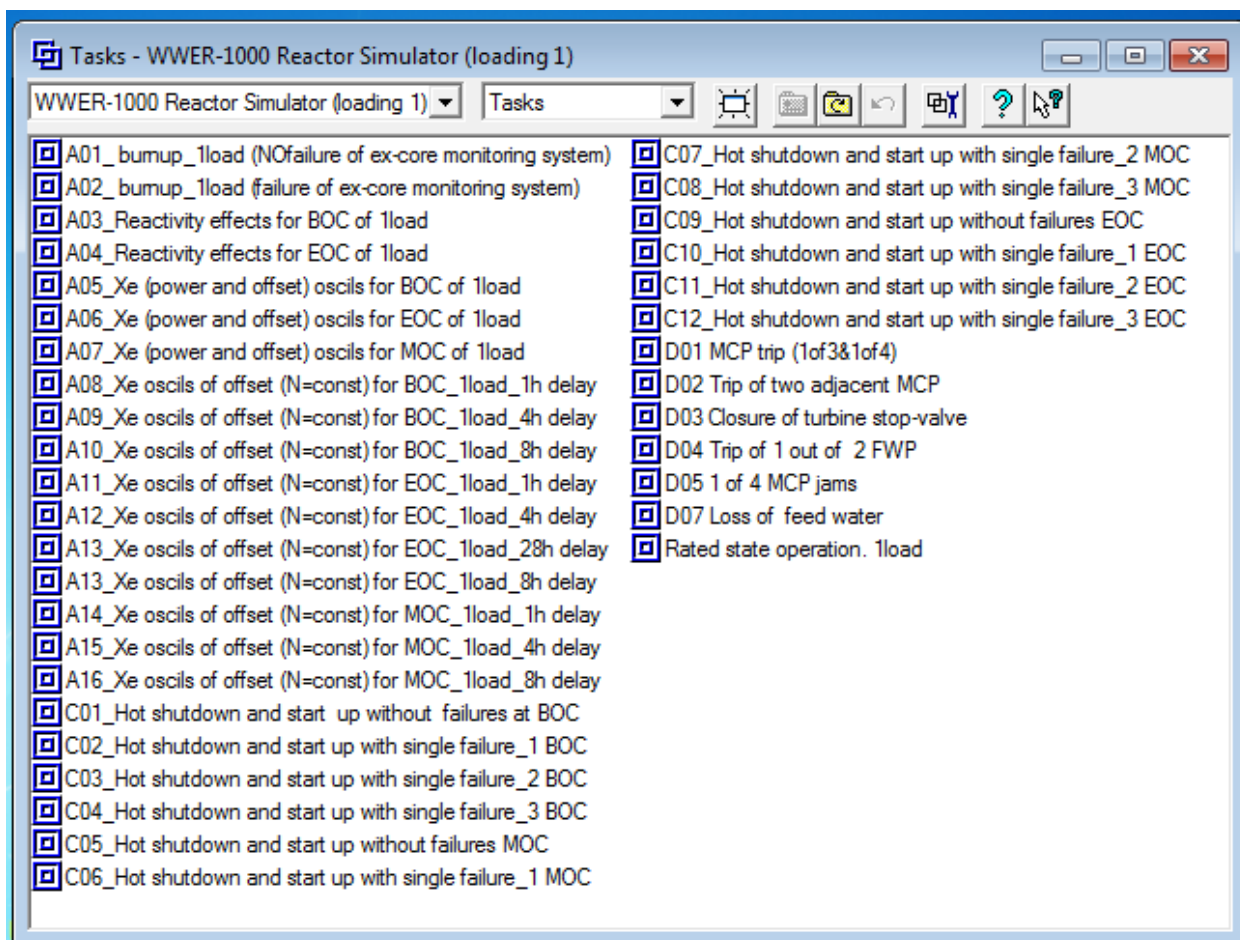


Рисунок 1.21 – Вікно вибору завдання симулятора реактора

Існує можливість вибору двох схем завантаження реактора (вікно зліва вверху):

WWER-1000 Reactor Simulator (loading 1) – низькозбагачене паливо;

WWER-1000 Reactor Simulator (loading 5) – високозбагачене паливо.

Вікно, зображене на рис. 1.21, містить список можливих сценаріїв роботи реактора.

Для кожної зі схем завантаження існує можливість змоделювати стійкий стан реактора, що функціонує на номінальній потужності без подій. Для цього необхідно обрати пункт «Rated state operation. 1load» або «Rated state operation. 5load». Після запуску роботи реактора у стійкому режимі з'являється головне вікно симулятора, рис. 1.22.

Основне вікно симулятора може відображати стан різних підсистем ядерної енергетичної установки. Для вибору режиму відображення використовується панель у правій нижній частині екрану, рис. 1.23, яка містить наступні кнопки:

CPS (control rod system, reactivity control page) – вікно управління та захисту (рис. 1.22);

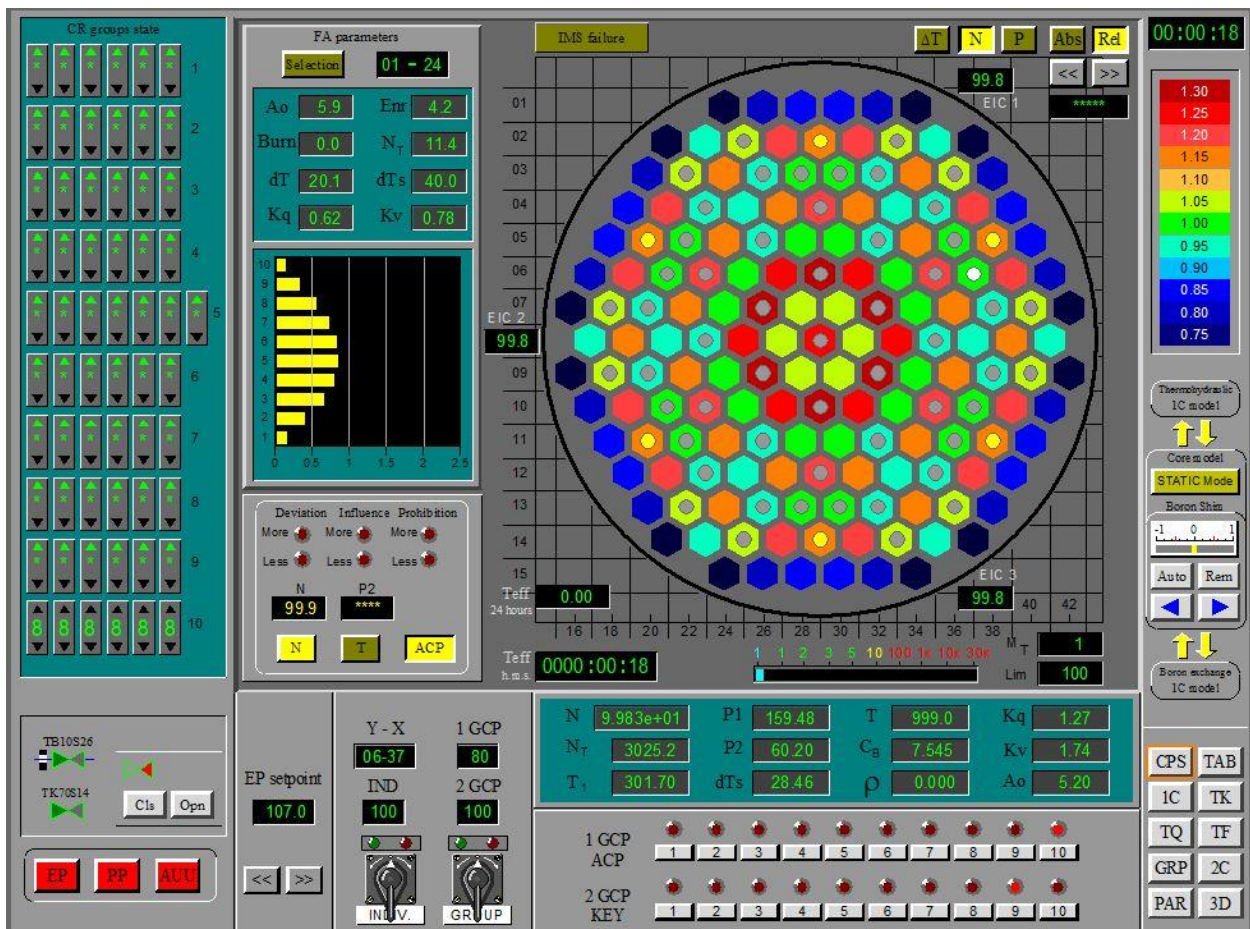


Рисунок 1.22 – Основне вікно симулятора (вікно управління та захисту CPS)

TAB (enunciator page) – вікно індикаторів попереджувальних та аварійних сигналів (рис. 1.24);

1C (primary circuit pressure control equipment) – вікно першого контуру, рис. 1.25;

TK (feed and bleed system page) – вікно продувки-підживлення першого контуру, рис. 1.26;

TQ (process support systems page) – вікно аварійного охолодження активної зони реактора, рис. 1.27;

TF (extraction water cooling system page) – вікно проміжного контуру (призначений для охолодження споживачів першого контуру), рис. 1.28;

GRP (graphs page) – вікно графіків параметрів, рис. 1.29;

2C (secondary circuit equipment) – вікно другого контуру, рис. 1.30;

PAR (reactor core parameters page) – вікно параметрів активної зони, рис. 1.31;

3D (three dimension diagram page) – вікно 3D моделі активної зони, рис. 1.32.

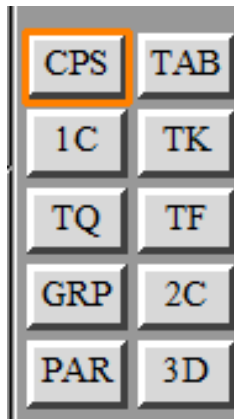


Рисунок 1.23 – Панель вибору підсистеми енергоблока для відображення



Рисунок 1.24 – Вікно TAB індикаторів попереджувальних та аварійних сигналів

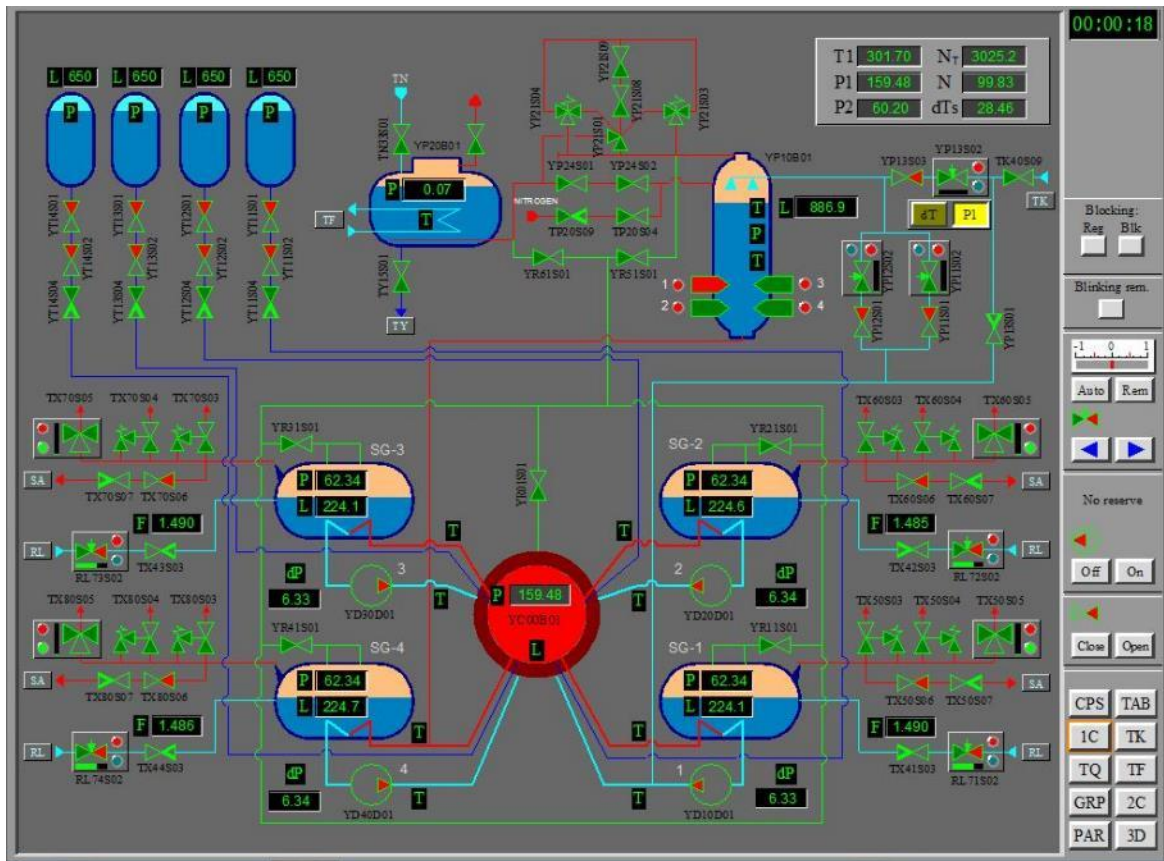


Рисунок 1.25 – Вікно 1C першого контуру

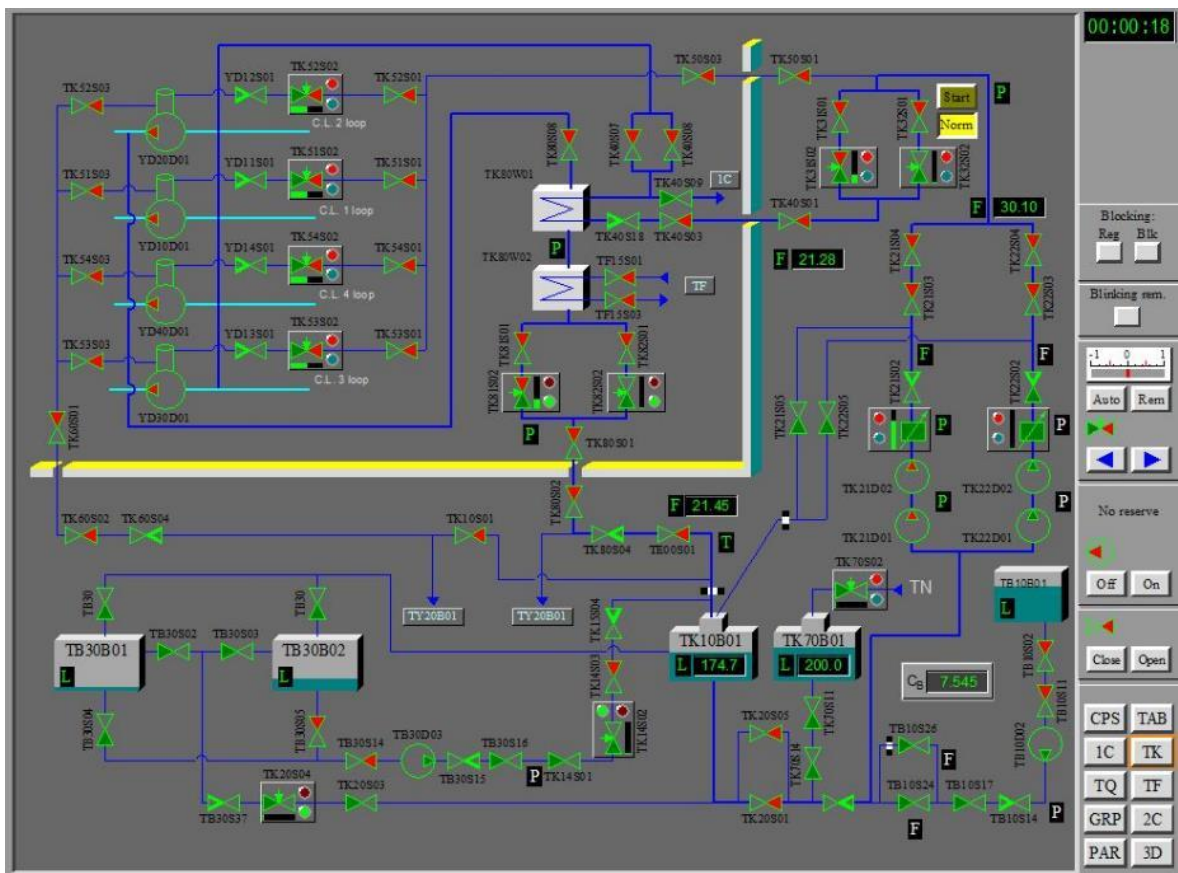


Рисунок 1.26 – Вікно ТК продувки-підживлення першого контуру

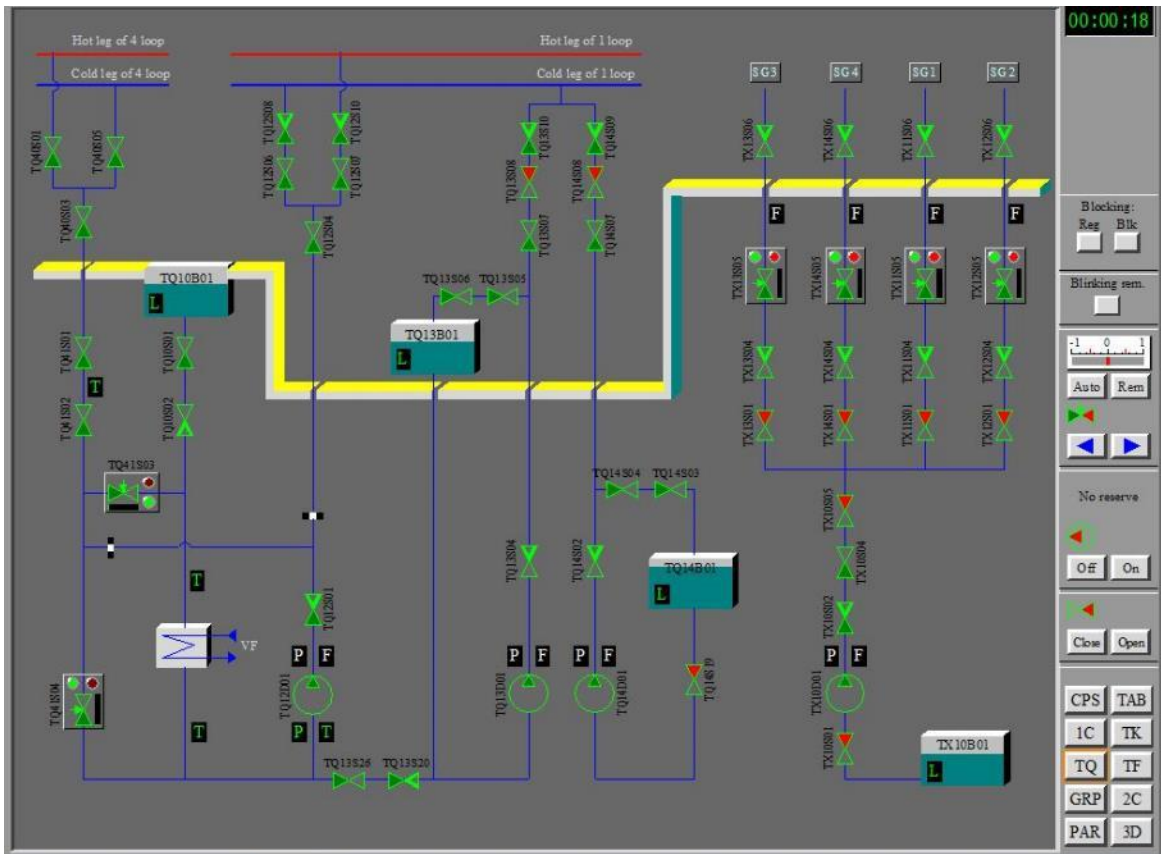


Рисунок 1.27 – Вікно TQ аварійного охолодження активної зони реактора

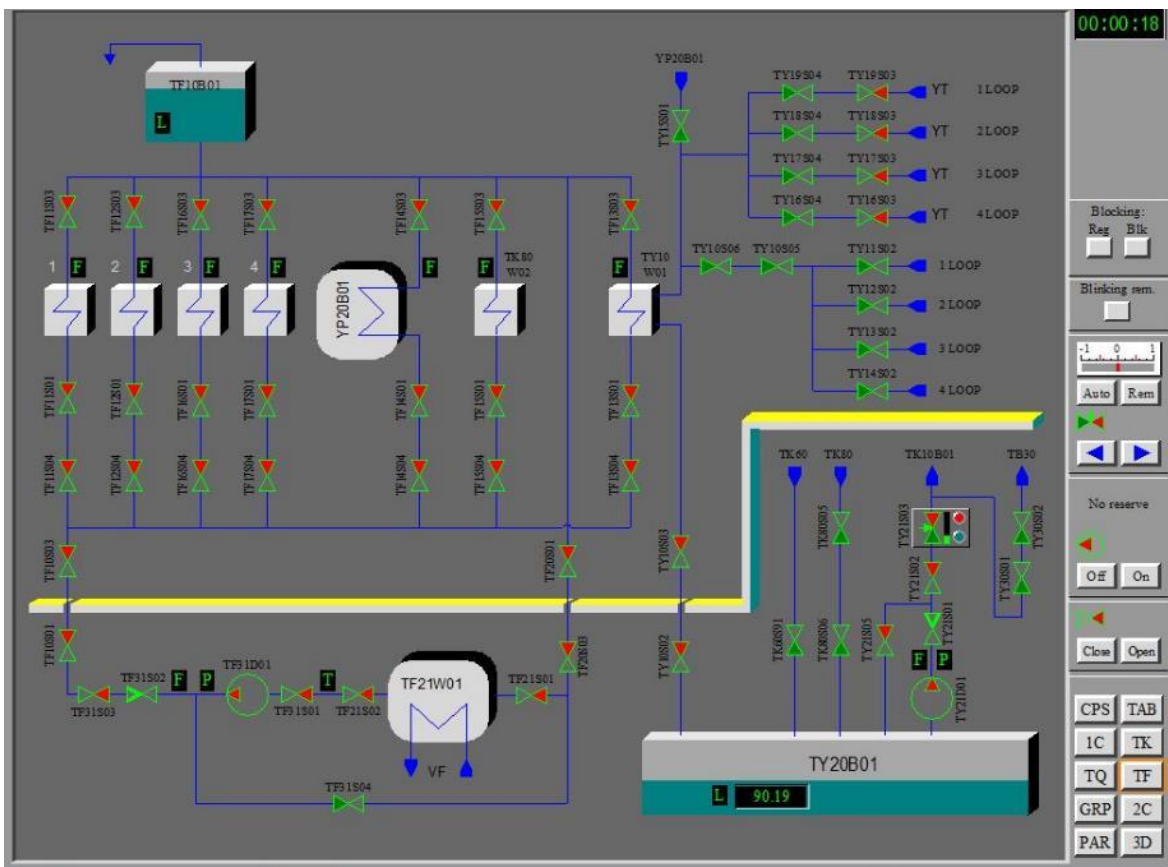


Рисунок 1.28 – Вікно TF проміжного контуру

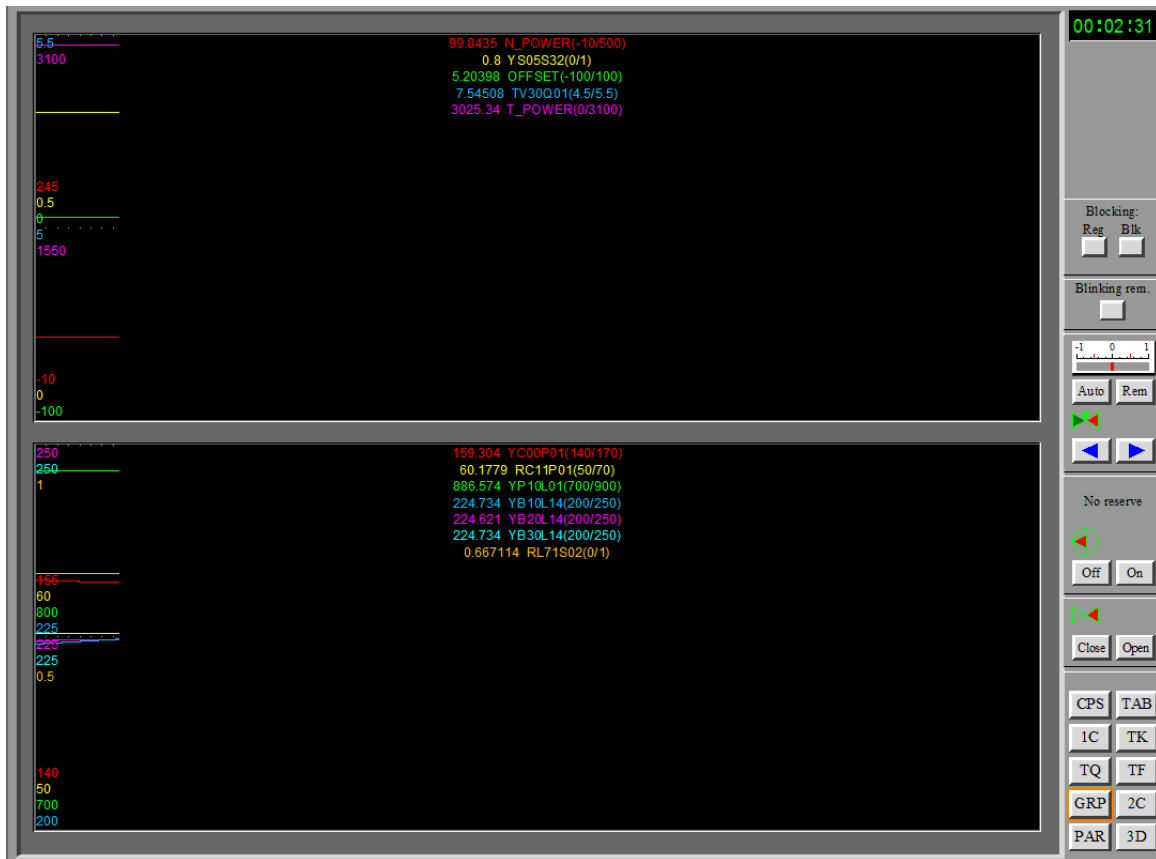


Рисунок 1.29 – Вікно GRP графіків параметрів

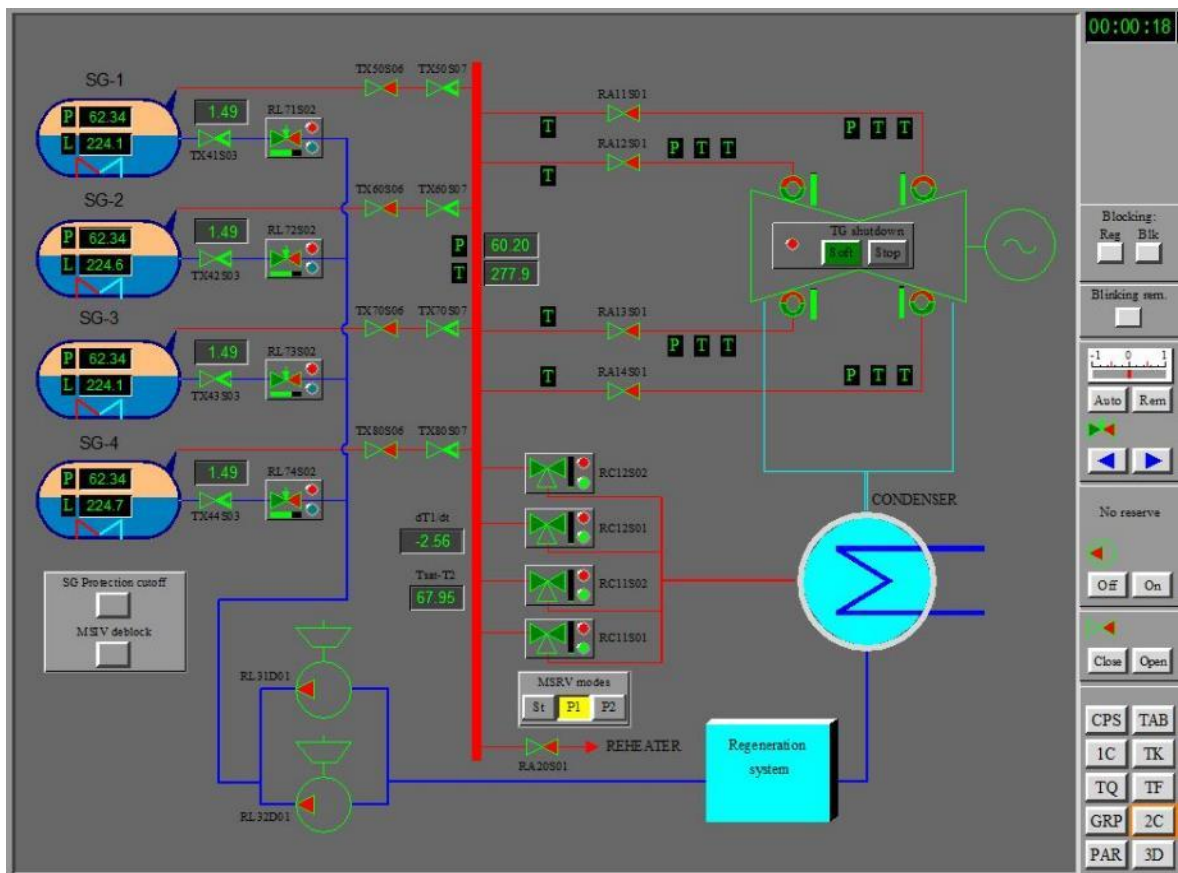


Рисунок 1.30 - Вікно 2С другого контуру

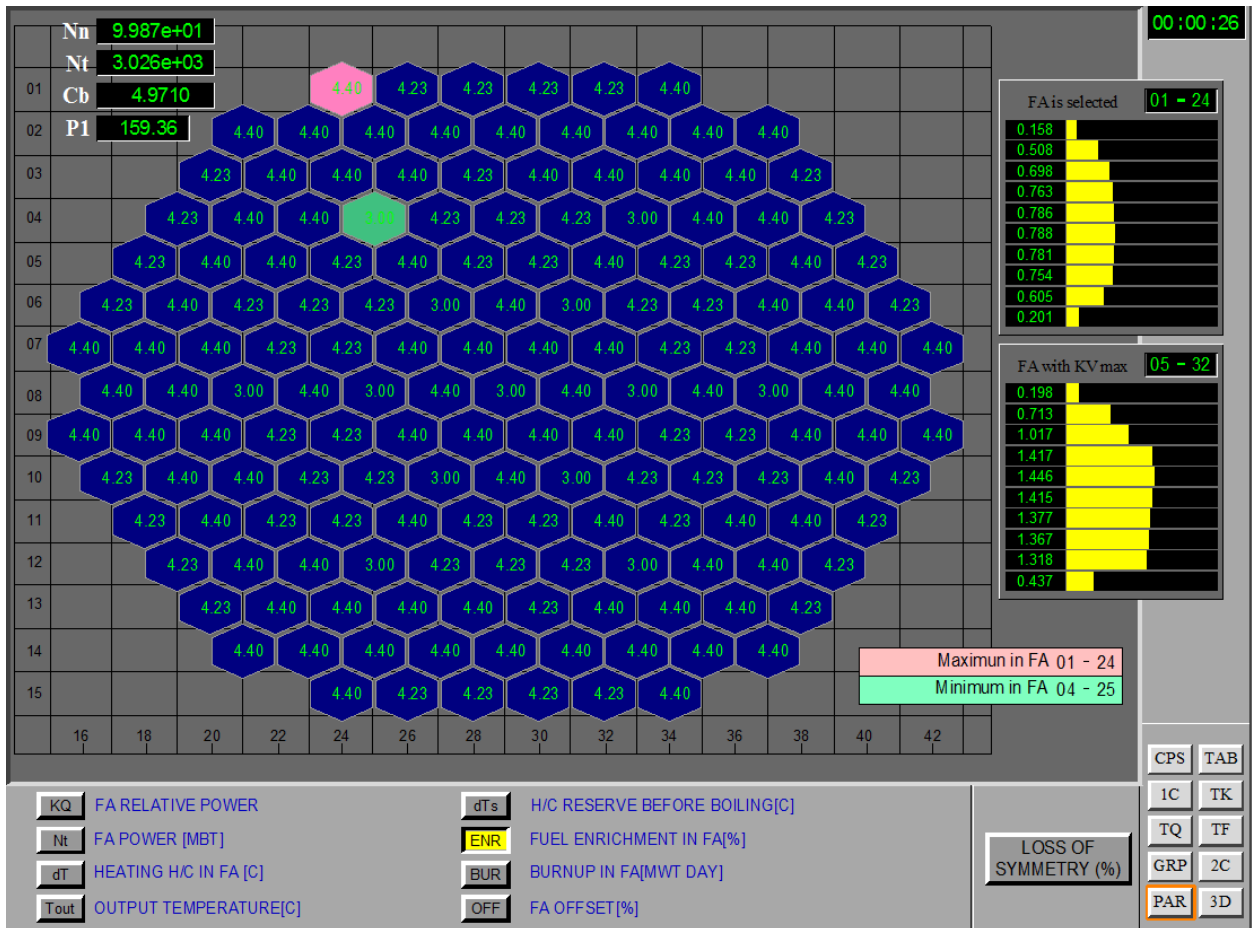


Рисунок 1.31 – Вікно PAR параметрів активної зони

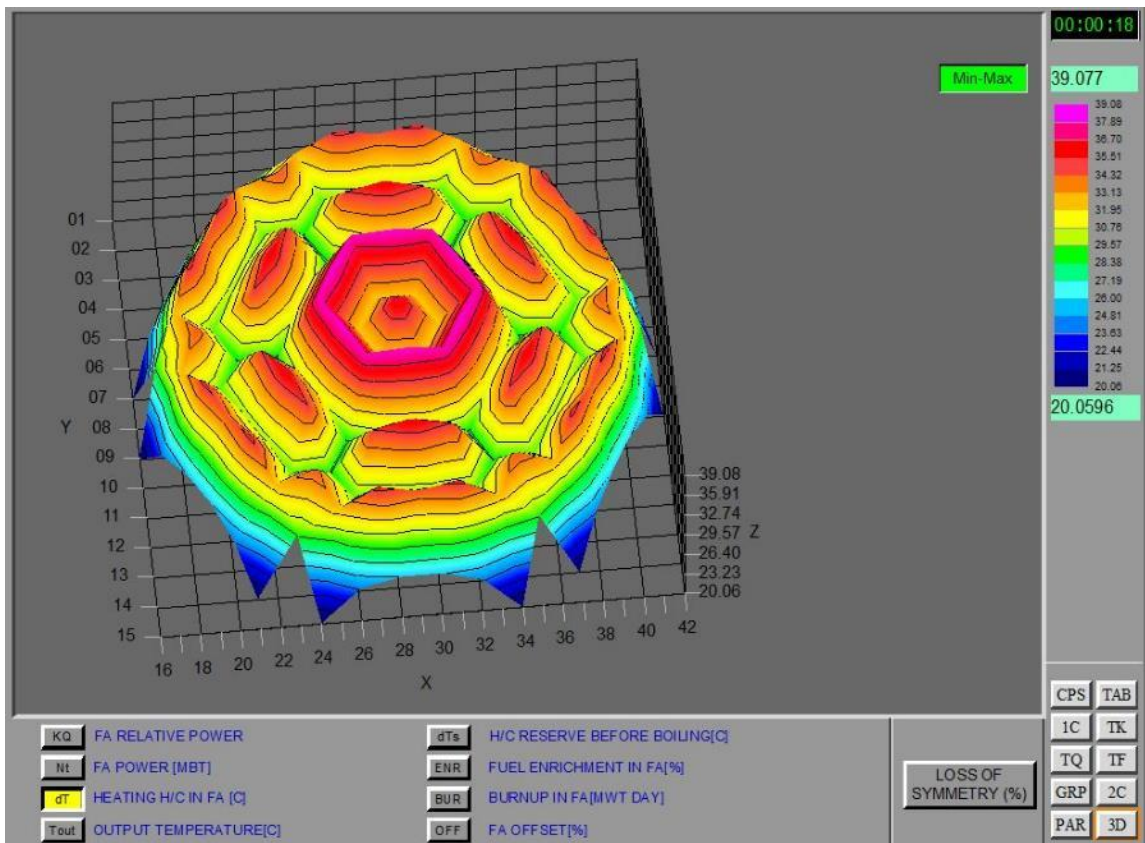


Рисунок 1.32 – Вікно 3D моделі активної зони

Для керування процесом симуляції використовується панель інструментів у верхній частині вікна (за замовчуванням з'являється при наведенні миші), рис. 1.33. Зокрема, для запуску/зупинки симуляції необхідно натиснути кнопку ▶ Start/Stop.

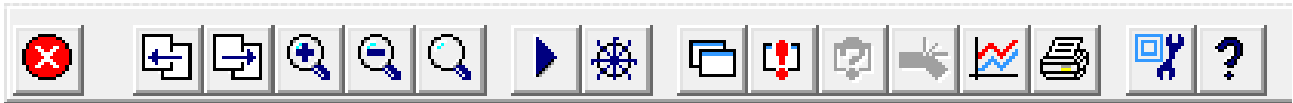


Рисунок 1.33 – Панель управління симуляцією

1.3.3 Відображення збагачення палива у активній зоні

Для відображення збагачення палива у активній зоні реактора у симуляторі необхідно перейти на вкладку PAR параметрів активної зони (рис. 1.31), в якій натиснути кнопку **ENR FUEL ENRICHMENT IN FA[%]** - збагачення палива у ТВЗ, % (англ. FA – fuel assembly – тепловидільна збірка ТВЗ). Відобразиться картограма активної зони, де для кожної ТВЗ вказано % збагачення палива. Одна з ТВЗ, що має максимальне збагачення, виділена рожевим кольором: **Maximum in FA 01 - 24**. ТВЗ з мінімальним збагаченням виділена зеленим: **Minimum in FA 04 - 25**.

У верхній лівій частині екрана відображаються поточні значення наступних параметрів:

Nn **9.987e+01**

– reactor neutron power – нейтронна потужність реактора (щільність потоку нейтронів), %

Nt **3.026e+03**

– reactor thermal power – теплова потужність реактора, МВт

Cb **4.9710**

– boron concentration in primary circuit – концентрація бору (борної кислоти) у воді першого контуру, г/кг

P1 **159.36**

– primary circuit pressure – тиск у першому контурі, кг/см²

Якщо клацнути лівою кнопкою миші по будь-якій ТВЗ, вона буде виділена жовтим контуром, а в правій верхній частині екрана для виділеної ТВЗ відобразяться її координати та виведеться діаграма осьового розподілу відносної потужності для даної ТВЗ, рис. 1.34, а. Аналогічна діаграма виводиться для ТВЗ, що видає максимальну потужність, рис. 1.34, б.



Рисунок 1.34 – Діаграма осьового розподілу відносної потужності ТВЗ:
 а – виділеної за допомогою лівої кнопки миші;
 б – що видає максимальну потужність

1.3.4 Функціонування реактора при низькозбагаченому паливі

1. Запустити симулятор.
2. У вікні (рис. 1.2) обрати «WWER-1000 Reactor Simulator (loading 1)».
3. Обрати пункт «Rated state operation. 1load».
4. Запустити симуляцію, натиснувши кнопку Start на панелі управління (рис. 1.33).
5. Відкрити вікно PAR параметрів активної зони, рис. 1.31.
6. Натиснути кнопку ENR для відображення збагачення палива у ТВЗ.
7. Зберегти вигляд екрана.

1.3.5 Функціонування реактора при високозбагаченому паливі

1. Запустити симулятор.
2. У вікні (рис. 1.2) обрати «WWER-1000 Reactor Simulator (loading 5)».
3. Обрати пункт «Rated state operation. 5load».
4. Запустити симуляцію, натиснувши кнопку Start на панелі управління (рис. 2.33).
5. Відкрити вікно PAR параметрів активної зони, рис. 1.31.
6. Натиснути кнопку ENR для відображення збагачення палива у ТВЗ.
7. Зберегти вигляд екрана.

1.4 Вміст звіту з лабораторної роботи

1. Тема, мета роботи.
2. Короткі теоретичні відомості щодо ядерного палива для реакторів ВВЕР-1000 та розташування паливних касет в активній зоні.

3. Картограми завантаження паливом активної зони ВВЕР-1000, отримані з симулятора, в разі використання низькозбагаченого та високозбагаченого палива.

4. Висновки, де аналізуються результати порівняння картограм.

1.5 Контрольні запитання

1. Розшифруйте скорочення «ВВЕР».
2. Розшифруйте скорочення «ПС СУЗ».
3. Розшифруйте скорочення «ОР СУЗ».
4. Розшифруйте скорочення «СВП».
5. Розшифруйте скорочення «ТВЕЛ».
6. Розшифруйте скорочення «ТВЗ».
7. Розшифруйте скорочення «ТП».
8. Розшифруйте скорочення «КНВ».
9. Що використовується в якості палива для ядерного реактора ВВЕР-1000?
10. Назвіть стандартні рівні збагачення ядерного палива.
11. Опишіть конструкцію ТВЕЛ.
12. Опишіть конструкцію ТВЗ.
13. Що називають нерегульованою касетою?
14. Що входить до складу регульованої касети?
15. Що використовується в якості поглинаючого матеріалу у ПС СУЗ?
16. Що застосовується в якості вигораючого поглинача у стрижнях СВП?
17. Скільки регульованих та нерегульованих касет входить до складу активної зони реактора ВВЕР-1000?
18. Що називають паливною кампанією?
19. В яких одиницях вимірюється нейтронна потужність реактора (щільність потоку нейтронів) ?

ЛАБОРАТОРНА РОБОТА №2

Дослідження функціонування системи управління та захисту реактора ВВЕР-1000

Мета роботи – дослідити вплив положення поглинаючих стрижнів системи управління та захисту на функціонування реактора ВВЕР-1000.

Прийняті скорочення

АЗ	- автоматичний захист
АР	- автоматичний регулятор
АРП	- автоматичний регулятор потужності
ПЕЛ СУЗ	- поглинаючий елемент системи управління та захисту
ПС СУЗ	- поглинаючі стрижні системи управління та захисту
РР	- ручний регулятор
СГІУ	- система групового та індивідуального управління

2.1 Короткі теоретичні відомості

Основні технічні характеристики реактора ВВЕР-1000 наведені в табл.

2.1.

Таблиця 2.1

Технічні характеристики реактора ВВЕР-1000

Найменування параметра	Значення	Од. вимір.
Номінальна теплова потужність	3000	МВт
Тиск номінальний теплоносія на виході з реактора	160	кг/см ²
Тиск гідровипробувань першого контуру на щільність	180	кг/см ²
Тиск гідровипробувань першого контуру на міцність	250	кг/см ²
Температура теплоносія на вході в реактор	289,7	°С
Температура теплоносія на виході з реактора	320	°С
Підігрів теплоносія в активній зоні	30,3	°С
Максимальна температура поверхні ТВЕЛ	350	°С
Максимальна потужність ТВЗ	27	МВт
Кількість ТВЕЛ у ТВЗ	312	шт.
Кількість ТВЗ у активній зоні,	163	шт.
з них з поглинаючими стрижнями (ПС)	61	шт.
Кількість ПЕЛ у ПС СУЗ	18	шт.

Система управління та захисту (СУЗ) – це сукупність засобів технічного, програмного та інформаційного забезпечення безпеки протікання ланцюгової реакції. СУЗ виконує наступні функції:

- управління реактивністю та потужністю реакторної установки;
- контроль щільності нейтронного потоку, швидкості його зміни, технологічних параметрів, що необхідні для захисту та управління реактивністю та потужністю реакторної установки;

- переведення активної зони реактора у підкритичний стан та підтримання її в цьому стані.

СУЗ забезпечує як аварійний захист реактора (запинка ланцюгової реакції за декілька секунд), так і оперативне регулювання потужності та реактивності. Оперативне регулювання може забезпечуватися ручним регулятором (РР) або автоматичним регулятором (АР).

Поглинаючі стрижні СУЗ – це органи впливу на реактивність з великою швидкістю. Вони використовуються як для аварійного захисту, так і для автоматичного чи ручного регулювання.

Механічна частина СУЗ включає 61 ПС СУЗ (в деякій літературі – «кластерів» або «пучків» ПС СУЗ). Основним елементом ПС СУЗ є поглинаючий елемент (ПЕЛ). Кожен кластер ПС СУЗ складається з 18 ПЕЛів, рис. 2.1.

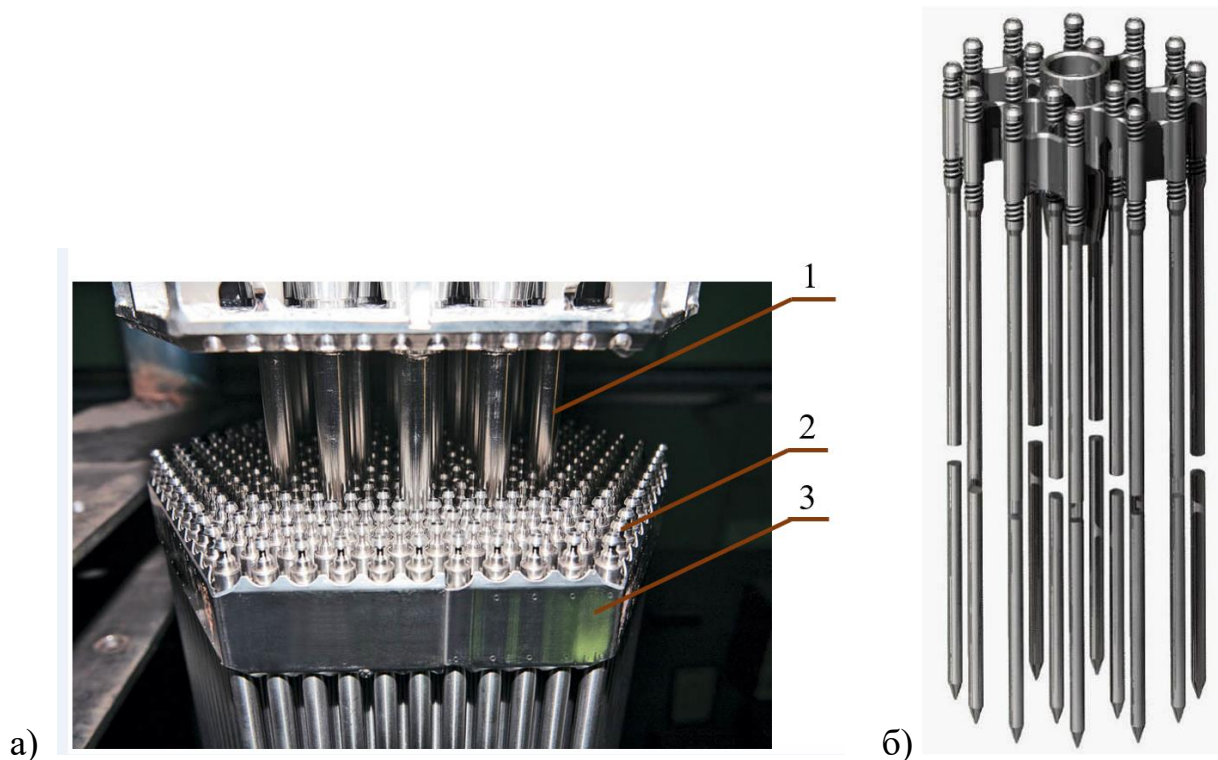


Рисунок 2.1 – Конструкція верхньої частини ТВЗ (а) та ПС СУЗ (б):

1 – направляючі канали (18 шт.), в які вводяться ПС СУЗ;

2 – ТВЗ (312 шт.); 3 – дистанціонуюча решітка

Через велику кількість ПС СУЗ (61 шт.) найчастіше індивідуальне управління положенням кожного ПС не використовується. Для зручності ПС СУЗ розділені на 10 груп виходячи з міркувань симетрії при їх переміщенні. Група №5 включає 4 ПС СУЗ, група №6 включає 9 ПС СУЗ, інші групи складаються з 6 ПС СУЗ. Розташування ПС СУЗ в активній зоні та об'єднання ПС СУЗ по групам наведено на рис. 2.2.

Усі ПС СУЗ є виконавчими органами аварійного захисту. Рух груп ПС СУЗ в активній зоні здійснюється по чергово: введення до активної зони

здійснюється в такій послідовності: група №10, №9, ..., №1; виведення з активної зони здійснюється в наступному порядку: група №1, №2, ..., №10.

При функціонуванні в нормальному режимі всі групи ПС СУЗ знаходяться у крайньому верхньому положенні поза активною зоною. Виключенням є група №10, яка є робочою, тобто використовується для оперативного регулювання в автоматичному або ручному режимах. Поглинаючі стрижні групи №10 знаходяться у верхній частині активної зони в заданому діапазоні регулювання і використовуються для компенсації невеликих змін реактивності за рахунок коливань температури, концентрації борної кислоти, потужності тощо.

Швидкість руху ПС СУЗ: робоча швидкість 2 см/с; швидкість при падінні групи СУЗ в разі спрацювання аварійного захисту 1,0-1,2 м/с.

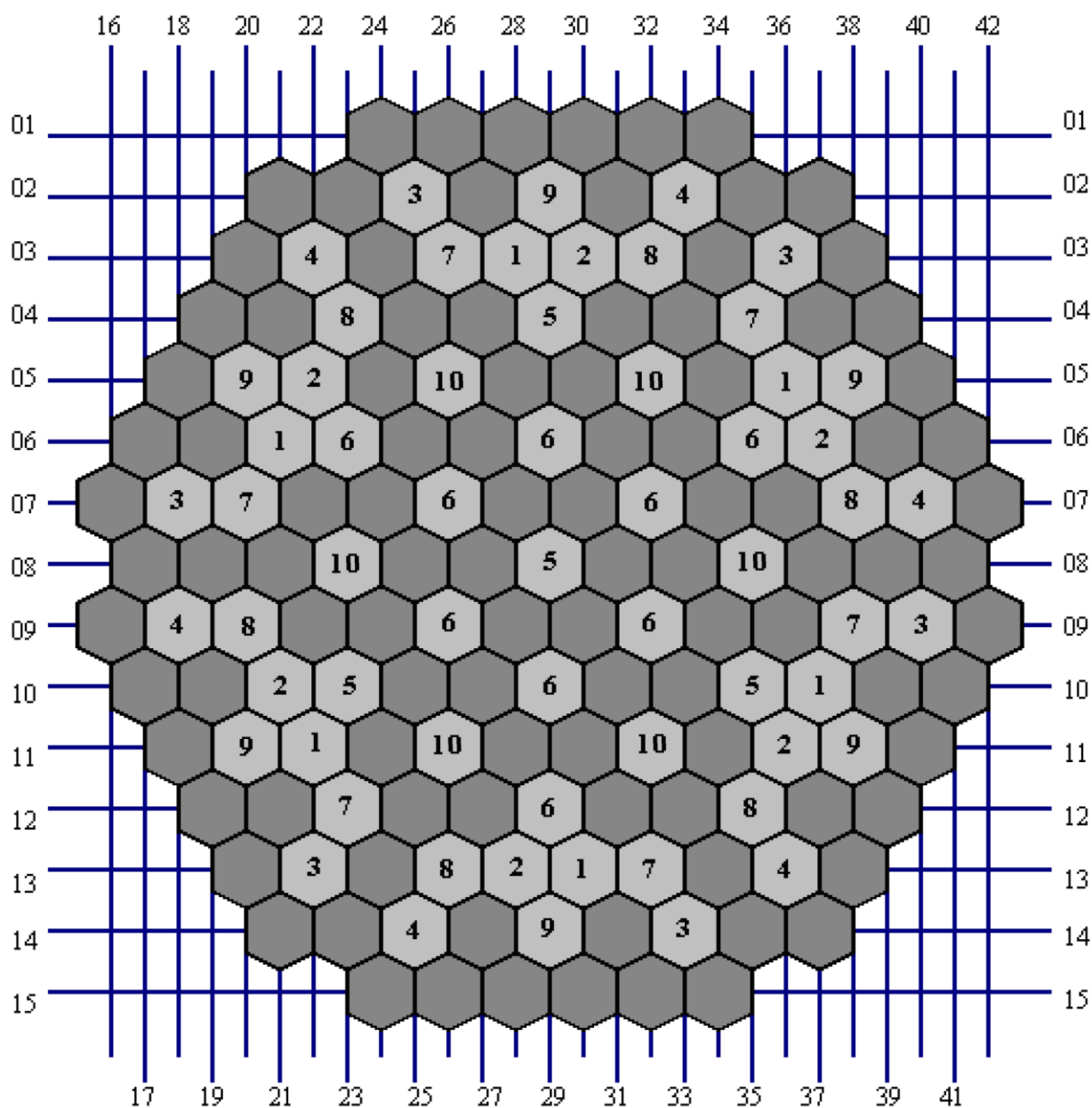


Рисунок 2.2 – Картограма розташування груп ПС СУЗ

Управління потужністю реактора здійснюється персоналом за допомогою системи групового та індивідуального управління (СГІУ) або автоматичного регулятора потужності (АРП), в обох випадках – впливом на ПС СУЗ. У випадку виходу під час регулювання групи ПС СУЗ з регламентного діапазону положень, що залежить від потужності реактора, в першому контурі змінюється концентрація борної кислоти, що дозволяє привести поглинаючі стрижні у нормальне положення. В якості регульованої величини використовується нейтронна потужність, або температура на виході активної зони, або тиск у головному паровому колекторі другого контуру.

Спрацювання аварійного захисту (АЗ) реактора ВВЕР-1000 може бути ініційовано як автоматично, при отриманні системою певних сигналів від давачів, так і в результаті впливу персоналу на спеціальні ключі на панелі управління, рис. 2.3:

АЗ – ключ аварійного захисту, використовується для повного заглушення реактора. При отриманні сигналу АЗ всі ПС СУЗ знімаються з електромагнітних упорів і падають під власною вагою до активної зони, чим зупиняється ланцюгова реакція.

УРБ – ключ пришвидшеного розвантаження блоку. Забезпечує скидання спеціально виділеної групи ПС СУЗ, що знижує потужність на 50% за час близько 5с. Алгоритм пришвидшеного розвантаження блоку використовується в разі суттєвого перехідного процесу, наприклад – в разі різкого розвантаження турбогенератора.

ПЗ-1 – ключ попереджувального захисту. Забезпечує по чергові введення ПС СУЗ до активної зони з робочою швидкістю (починаючи з групи №10, потім №9 і т.д.) до зникнення сигналу першопричини спрацювання захисту (відпускання ключа, зникнення сигналу перевищення уставки).

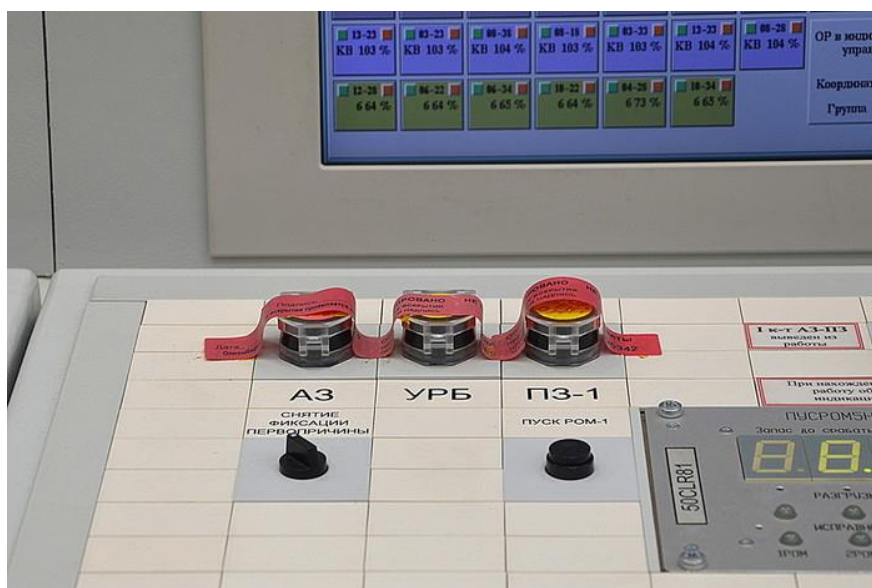


Рисунок 2.3 – Ключі захисту реактора за допомогою СУЗ на панелі провідного інженера управління реактором: АЗ – аварійний захист; УРБ – пришвидшене розвантаження блоку; ПЗ-1 – попереджувальний захист

2.2 Органи управління СУЗ комп'ютерного симулятора

Вікно управління та захисту комп'ютерного симулятора реактора ВВЕР-1000, включає (рис. 2.4): пристрої управління реактивністю реактора, параметри активної зони реактора та ТВЗ, покasetний розподіл параметрів активної зони. Призначення елементів управління вікна CPS наведено у табл. 2.2.

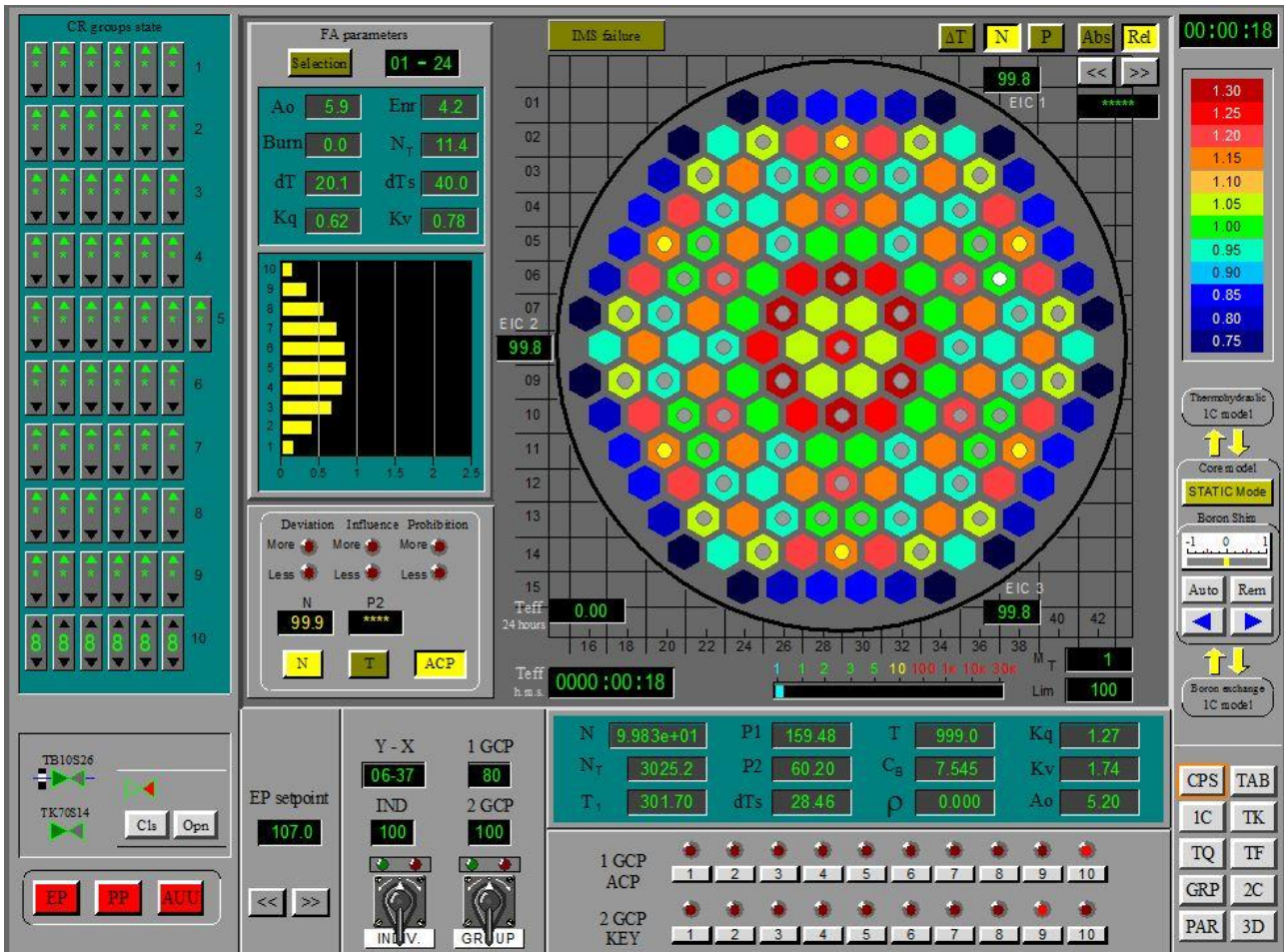






Рисунок 2.4 – Вікно CPS управління та захисту, включає: пристрої управління реактивністю реактора, параметри активної зони реактора та ТВЗ, покasetний розподіл параметрів активної зони

Таблиця 2.2


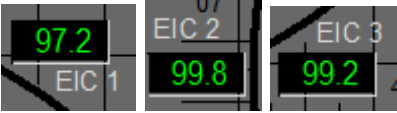


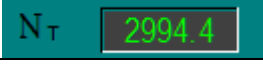






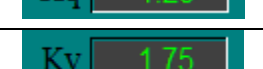
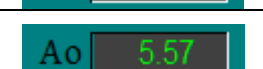

Елементи управління вікна CPS управління та захисту комп'ютерного симулятора реактора ВВЕР-1000

Елемент управління	Призначення
	Панель, що відображає положення груп ПС СУЗ (CR groups state). Якщо ▲ горить зеленим, кластер поглинаючих стрижнів повністю виведений з активної зони, якщо ▼ горить зеленим - повністю введений до активної зони. Цифра, що з'являється, визначає

	<p>проміжне положення кластера ПС. Наприклад: 9 – стрижні відповідного кластера виведені до верхньої межі діапазону регулювання (90%).</p>
	<p>Кнопки управління системою захисту: EP (emergency protection) – аварійний захист АЗ PP (preventive protection) – попереджувальний захист ПЗ AUU (accelerated unit unloading) – пришвидшене розвантаження блоку УРБ</p>
	<p>Панель для відображення параметрів обраної ТВЗ. Для вибору ТВЗ необхідно натиснути кнопку Select (стане жовтою), потім клацнути на картограмі ТВЗ. У полі біля кнопки Select відобразяться координати обраної ТВЗ, а нижче – значення параметрів: A_0 – зсув аксиального профілю енерговиділення обраної ТВЗ, %; Burn – вигорання палива, МВт*доба; dT – збільшення температури теплоносія у ТВЗ, °С; Kq – коефіцієнт нерівномірності тепловиділення ТВЗ; Emr – збагачення палива ТВЗ, % урану-235; N_T – теплова потужність ТВЗ, МВт; dT_s – запас до температури кипіння, °С; Kv – об'ємний коефіцієнт нерівномірності. Нижче відображається діаграма розподілу на висоту відносної потужності, що виділяється ТВЗ.</p>
	<p>Панель автоматичного регулятора потужності: ACP – кнопка ввімкнення автоматичного регулятора потужності (ACP – регулятор ввімкнений, ACP – регулятор відключений), який може працювати у двох режимах: N – кнопка переключення у режим N. Режим N – це автоматичне підтримання сталої нейтронної потужності (щільності потоку нейтронів) в активній зоні реактора. Перехід до режиму N відбувається автоматично, якщо нейтронна потужність</p>

	<p>перевищує на 2% задану величину, або при спрацюванні будь-якого сигналу захисту.</p> <p>Т - кнопка переключення у режим Т.</p> <p>Режим Т – це режим підтримання постійного тиску перед турбіною. Автоматичний перехід до режиму Т відбувається, коли тиск у головному паровому колекторі перевищує задане значення на 2 кг/см².</p> <p>Індикатори:</p> <p>N - нейтронної потужності (щільності потоку нейтронів), %;</p> <p>P2 – тиск у вторинному контурі, кг/см².</p> <p>Заборона на підвищення потужності реактора здійснюється автоматичним регулятором потужності, якщо нейтронна потужність досягла 102% від заданої величини.</p>
	<p>Уставка спрацювання аварійного захисту реактора за нейтронною потужністю (щільністю потоку нейтронів), %</p>
	<p><i>Управління окремим виділеним ПС СУЗ</i></p> <p>Для виділення окремого ПС СУЗ необхідно на ньому клацнути. При виділенні колір кола змінюється з сірого на білий:</p> <ul style="list-style-type: none">  - не виділений ПС СУЗ  - виділений ПС СУЗ <p>У полі Y-X відображаються координати виділеного ПС СУЗ.</p> <p>У полі IND відображається положення стрижня у %. Наприклад: 100 – стрижень виведений з активної зони на 100%; 80 – стрижень виведений з активної зони на 80% (а 20% довжини знаходяться у активній зоні).</p> <p>Ключ INDV використовується для управління окремим виділеним ПС СУЗ.</p> <p>Для <u>введення</u> виділеного ПС до активної зони необхідно клацнути у <u>правому</u> нижньому кутку ключа INDV та тримати кнопку миші натиснутою. Під час руху ПС вниз над ключем</p>

	<p>горить <u>зелений</u> індикатор.</p> <p>Для <u>виведення</u> виділеного ПС з активної зони необхідно клацнути в <u>лівому</u> нижньому кутку ключа INDV та тримати кнопку миші натиснутою. Під час руху ПС ввєрх над ключем горить <u>червоний</u> індикатор.</p>
	<p>Дві групи перемикачів для груп ПС СУЗ:</p> <p>1 GCP ACP – для автоматичного регулятора потужності (АРП);</p> <p>2 GSP KEY – для ручного регулювання за допомогою ключа GROUP.</p> <p>Для виділення певної групи ПС необхідно натиснути відповідну кнопку, при цьому над кнопкою загориться червоний індикатор.</p>
	<p><i>Управління обраною групою ПС СУЗ</i></p> <p>У полі 1 GCP відображається положення групи ПС СУЗ (у %), якою керує автоматичний регулятор потужності, біля цієї групи в рядку 1 GCP ACP горить червоний індикатор.</p> <p>Для виділення певної групи ПС СУЗ (з метою ручного управління) необхідно натиснути кнопку з номером групи у рядку 2 GSP KEY. При цьому на картограмі ПС, що відносяться до виділеної групи, змінять колір на жовтий .</p> <p>У полі 2 GCP відображається положення групи ПС СУЗ (у %), що обрана у рядку 2 GSP KEY для ручного управління.</p> <p>Положення обраної у рядку 2 GSP KEY групи ПС для ручного управління можна змінити за допомогою ключа GROUP.</p> <p>Для <u>введення</u> виділеної групи ПС до активної зони необхідно клацнути у <u>правому</u> нижньому кутку ключа GROUP та тримати кнопку миші натиснутою. Під час руху групи ПС вниз над ключем горить <u>зелений</u> індикатор.</p> <p>Для <u>виведення</u> виділеної групи ПС з активної зони необхідно клацнути в <u>лівому</u> нижньому кутку ключа GROUP та тримати кнопку миші натиснутою. Під час руху ПС ввєрх над ключем горить <u>червоний</u> індикатор.</p>
	<p>Кнопки для відображення на картограмі</p>

	<p>активної зони (за допомогою кольорів для кожної ТВЗ) наступних параметрів:</p> <p>ΔT - збільшення температури теплоносія у ТВЗ;</p> <p>N - нейтронна потужність (щільність потоку нейтронів) ТВЗ;</p> <p>P – теплова потужність ТВЗ.</p> <p>Ці параметри відображаються у абсолютних (кнопка Abs), або відносних (кнопка Rel) одиницях.</p>
	<p>Колірна шкала, що використовується для відображення значення обраного параметра (ΔT, N, P) на картограмі активної зони. Значення на шкалі та кольори на картограмі змінюються відповідно до обраного параметра.</p>
	<p>Іонізаційні камери EIC1, EIC2, EIC3, що встановлені навколо активної зони під кутом 120° та вимірюють нейтронну потужність (%).</p>
	<p>Час моделювання у форматі «ГГ:ХХ:СС»</p>
<p>Блок індикаторів для відображення загальних параметрів реактора:</p>	
	<p>- нейтронна потужність (щільність потоку нейтронів), %;</p>
	<p>- теплова потужність реактора, МВт;</p>
	<p>- середня температура теплоносія в першому контурі, $^\circ\text{C}$;</p>
	<p>- тиск в першому контурі, $\text{кг}/\text{см}^2$;</p>
	<p>- тиск в другому контурі, $\text{кг}/\text{см}^2$;</p>
	<p>- запас до температури насичення (кипіння), $^\circ\text{C}$;</p>
	<p>- період реактора, с;</p>
	<p>- концентрація борної кислоти у першому контурі, г/кг;</p>
	<p>- реактивність, $\% \Delta K/K$;</p>
	<p>- коефіцієнт нерівномірності енерговиділення по ТВЗ;</p>
	<p>- об'ємний коефіцієнт нерівномірності;</p>
	<p>- зсув аксіального профілю енерговиділення в активній зоні, %.</p>

2.3 Завдання для виконання

Дослідити вплив положення ПС СУЗ на функціонування реактора, а також функціонування аварійного, попереджувального захистів та пришвидшеного розвантаження блоку.

2.4 Порядок виконання роботи

Дослід 1. Дослідження впливу положення ПС СУЗ на функціонування реактора

1. Запустити віртуальну машину Win7.
2. Запустити симулятор WWER-1000.
3. У вікні запуску завдань обрати «WWER-1000 Reactor Simulator (loading 1)», запустити завдання «Rated state operation. 1load».
4. Запустити симуляцію, натиснувши кнопку Start на панелі управління.
5. Відключити автоматичний регулятор потужності за допомогою кнопки АСР.
6. Вибрати у рядку 2 GSP KEY групу №10 ПС СУЗ, натиснувши відповідну кнопку.
7. При поточному положенні групи №10 ПС СУЗ, що зчитується з поля «2 GSP», 80% занести до табл. 2.3 значення нейтронної та теплової потужностей. Зберегти зображення вікна симулятора при положенні групи №10 ПС СУЗ 80%.


Таблиця 2.3

Залежність потужності реактора ВВЕР-1000 від положення групи №10 ПС СУЗ

Положення групи №10 ПС СУЗ, що зчитується з поля «2 GSP» $G_{10}, \%$	Нейтронна потужність реактора, що зчитується з поля «N» $N, \%$	Теплова потужність реактора, що зчитується з поля «N _T » $N_T, \text{МВт}$
80		
78		
76		
...		
...		
20		

8. Ввести групу №10 ПС СУЗ до активної зони на 2%, тобто до положення 78%, почекати закінчення перехідних процесів (близько 5 с), занести до табл. 2.3 значення нейтронної та теплової потужностей. Вводячи групу №10 до активної зони з інтервалом 2%, заносити значення потужностей до табл. 2.3. Зберегти зображення вікна симулятора при положенні групи №10 ПС СУЗ 20%.

10. Зупинити симуляцію натисканням кнопки Stop.

11. Користуючись вікном побудови графіків  у симуляторі, вивести графік зміни нейтронної потужності реактора в часі, зберегти зображення даного графіка.

12. Закрити симулятор.


13. З використанням даних табл. 2.3 побудувати графіки залежності нейтронної та теплової потужностей реактора від положення групи №10 ПС СУЗ.

Дослід 2. Дослідження функціонування аварійного захисту

1. Запустити симулятор WWER-1000.

2. У вікні запуску завдань обрати «WWER-1000 Reactor Simulator (loading 1)», запустити завдання «Rated state operation. 1load».

3. Запустити симуляцію, натиснувши кнопку Start на панелі управління.

4. За допомогою кнопок  ввімкнути колірне відображення на картограмі нейтронної потужності в абсолютних одиницях.

5. Зберегти зображення вікна симулятора.

6. Натиснути кнопку EP аварійного захисту. Спостерігати за змінами у стані реактора.

7. Після закінчення перехідних процесів зберегти зображення вікна симулятора.

8. Зупинити симуляцію натисканням кнопки Stop.

9. Користуючись вікном побудови графіків у симуляторі, вивести графіки зміни нейтронної та теплової потужності реактора в часі (2 криві на одному графіку), зберегти зображення даного графіка.

10. Закрити симулятор.

11. Користуючись збереженими виглядами вікна симулятора до та після спрацювання аварійного захисту та отриманими графіками, проаналізувати:


- зміну положення ПС СУЗ;
- зміну нейтронної потужності окремих касет та цілого реактора;
- зміну теплової потужності реактора.

Дослід 3. Дослідження функціонування попереджувального захисту

1. Запустити симулятор WWER-1000.

2. У вікні запуску завдань обрати «WWER-1000 Reactor Simulator (loading 1)», запустити завдання «Rated state operation. 1load».

3. Запустити симуляцію, натиснувши кнопку Start на панелі управління.

4. За допомогою кнопок  ввімкнути колірне відображення на картограмі нейтронної потужності в абсолютних одиницях.

5. Зберегти зображення вікна симулятора.

6. Натиснути кнопку PP попереджувального захисту. Спостерігати за змінами у стані реактора. Особливу увагу звернути на стан груп ПС СУЗ.

7. Відпустити кнопку PP, коли група №9 ПС СУЗ буде в положенні 8. Почекати близько 10 с.

8. Зберегти зображення вікна симулятора.

9. Зупинити симуляцію натисканням кнопки Stop.

10. Користуючись вікном побудови графіків у симуляторі, вивести графіки зміни нейтронної та теплової потужності реактора в часі (2 криві на одному графіку), зберегти зображення даного графіка.

11. Закрити симулятор.

12. Користуючись збереженими виглядами вікна симулятора до та після спрацювання попереджувального захисту та отриманими графіками, проаналізувати:


- зміну положення ПС СУЗ;
- зміну нейтронної потужності окремих касет та цілого реактора;
- зміну теплової потужності реактора;
- відмінності у функціонуванні аварійного та попереджувального захисту.

Дослід 4. Дослідження функціонування пришвидшеного розвантаження блоку

1. Запустити симулятор WWER-1000.

2. У вікні запуску завдань обрати «WWER-1000 Reactor Simulator (loading 1)», запустити завдання «Rated state operation. 1load».

3. Запустити симуляцію, натиснувши кнопку Start на панелі управління.

4. За допомогою кнопок  ввімкнути колірне відображення на картограмі нейтронної потужності в абсолютних одиницях.

5. Зберегти зображення вікна симулятора.

6. Натиснути кнопку АУУ пришвидшеного розвантаження блоку. Спостерігати за змінами у стані реактора. Особливу увагу звернути на стан груп ПС СУЗ.

7. Через 2 хв. зупинити симуляцію натисканням кнопки Stop.

8. Зберегти зображення вікна симулятора.

9. Користуючись вікном побудови графіків у симуляторі, вивести графіки зміни нейтронної та теплової потужності реактора в часі (2 криві на одному графіку), зберегти зображення даного графіка.

10. Закрити симулятор.

11. Користуючись збереженими виглядами вікна симулятора до та після пришвидшеного розвантаження блоку та отриманими графіками, проаналізувати:

- зміну положення ПС СУЗ;
- зміну нейтронної потужності окремих касет та цілого реактора;
- зміну теплової потужності реактора;
- відмінності пришвидшеного розвантаження блоку від аварійного та попереджувального захистів.

2.5 Вміст звіту з лабораторної роботи

1. Тема, мета роботи.

2. Короткі теоретичні відомості щодо призначення та функціонування системи управління та захисту реактора ВВЕР-1000.

3. Результати досліду №1 (дослідження впливу положення ПС СУЗ на функціонування реактора):

- вигляд вікна симулятора при положеннях групи №10 ПС СУЗ 80% та 20%;

- заповнена таблиця 2.3;

- графік зміни нейтронної потужності реактора в часі, отриманий у симуляторі;

- графіки залежності нейтронної та теплової потужностей реактора від положення групи №10 ПС СУЗ.

- проаналізувати вплив на стан реактора положення групи ПС СУЗ.

4. Результати досліду №2 (дослідження функціонування аварійного захисту):

- вигляд вікна симулятора до та після спрацювання аварійного захисту;

- отримані графіки;

- аналіз зміни положення ПС СУЗ, зміни нейтронної потужності окремих касет та цілого реактора, зміни теплової потужності реактора.

5. Результати досліду №3 (дослідження функціонування попереджувального захисту):

- вигляд вікна симулятора до та після спрацювання попереджувального захисту;

- отримані графіки

- аналіз зміни положення ПС СУЗ, зміни нейтронної потужності окремих касет та цілого реактора, зміни теплової потужності реактора, відмінностей у функціонуванні аварійного та попереджувального захистів.

6. Результати досліду №4 (дослідження функціонування пришвидшеного розвантаження блоку):

- вигляд вікна симулятора до та після пришвидшеного розвантаження блоку;

- отримані графіки;

- аналіз зміни положення ПС СУЗ, зміни нейтронної потужності окремих касет та цілого реактора, зміни теплової потужності реактора, відмінностей пришвидшеного розвантаження блоку від аварійного та попереджувального захистів.

7. Висновки.

2.6 Контрольні запитання

1. Як розшифрувати скорочення «АЗ»?

2. Як розшифрувати скорочення «АР»?

3. Як розшифрувати скорочення «АРП»?

4. Як розшифрувати скорочення «ПЕЛ СУЗ»?

5. Як розшифрувати скорочення «ПС СУЗ»?

6. Як розшифрувати скорочення «РР»?

7. Як розшифрувати скорочення «СГІУ»?

8. Яка номінальна теплова потужність реактора ВВЕР-1000?

9. Яка кількість ТВЕЛ у ТВЗ?
10. Яка кількість ТВЗ у активній зоні?
11. Яка кількість ПЕЛ у ПС СУЗ?
12. Дати визначення СУЗ.
13. Які функції виконує СУЗ?
14. Чим забезпечується аварійний захист реактора?
15. Для чого призначені поглинаючі стрижні?
16. Чому ПС СУЗ поділені на групи?
17. Скільки існує груп ПС СУЗ?
18. Яким чином здійснюється рух ПС СУЗ в активній зоні?
19. В якому положенні знаходяться всі групи ПС СУЗ в нормальному режимі?
20. Які особливості використання групи №10 ПС СУЗ?
21. Яким чином здійснюється управління потужністю реактора?
22. Що може ініціювати спрацювання аварійного захисту?
23. Що відбувається при спрацюванні АЗ?
24. Що відбувається при спрацюванні УРБ?
25. Що відбувається при спрацюванні ПЗ-1?
26. Які відмінності між АЗ, УРБ та ПЗ-1?

ЛАБОРАТОРНА РОБОТА №3

Дослідження впливу концентрації бору на функціонування реактора ВВЕР-1000

Мета роботи – встановити вплив концентрації бору на значення показників функціонування реактора ВВЕР-1000.

3.1 Короткі теоретичні відомості

У ядерних реакторах типу ВВЕР широке застосування набуло так зване рідинне регулювання. Суть його полягає в додаванні до води першого контуру, яка виконує одночасно роль теплоносія і сповільнювача, певної кількості борної кислоти. Концентрація борної кислоти визначається швидкістю та глибиною вигорання палива у період між частковими перевантаженнями палива. Після кожного часткового перевантаження концентрація борної кислоти максимальна і розрахована на компенсацію реактивності, що обумовлена надлишком палива понад критичною масою. До початку чергового часткового навантаження борна кислота практично повністю виводиться з циркулюючої води, і концентрація її стає майже нульовою.

Борне регулювання - управління інтенсивністю ланцюгової реакції поділу (реактивністю) у двоконтурних водо-водяних ядерних реакторах, забезпечує компенсацію повільних змін реактивності під час експлуатації реактора, що проводиться зміною концентрації бору (борної кислоти) у воді першого контуру.

Головною перевагою борного регулювання є те, що введення борної кислоти не спотворює поля щільності потоку нейтронів в активній зоні реактора, оскільки бор рівномірно розподілений у воді, що циркулює. При цьому механічна система компенсації реактивності (кластери поглинаючих стрижнів) призначена тільки для компенсації температурного ефекту та отруєння реактора та після виходу реактора на робочий режим практично повністю виводиться з активної зони. У зоні залишаються лише стрижні, які виконують роль оперативного регулювання та сумарна ефективність яких порівняно невелика, тому спотворення профілю щільності потоку нейтронів через переміщення механічної системи регулювання зводяться до мінімуму. Борне регулювання забезпечує глибоку підкритичність реактора в холодному стані і при перевантаженні палива при температурі теплоносія 20-60°C, компенсує повільні зміни реактивності, пов'язані з вигоранням палива, стаціонарним отруєнням ксеноном і самарієм, а також нагріванням і розхолодженням реактора.

Концентрація борної кислоти в теплоносії змінюється системою продувки-підживлення першого контуру. Тому швидкість зміни концентрації бору під час експлуатації дуже мала, що є сприятливим для ядерної безпеки, але не відповідає вимогам оперативного регулювання потужності реактора при нормальній роботі і тим більше при аварійних ситуаціях, пов'язаних зі швидкою зміною реактивності. Для збільшення концентрації борної кислоти її

додають від системи боровмісної води і борного концентрату в систему продувки-підживлення, а звідти - в перший контур. Для зниження концентрації використовується система дистилату. В кінці кампанії через дуже малу концентрацію бору ефективність водообміну сильно знижується, і додавання дистилату стає вкрай неефективним, тому для виведення борної кислоти використовуються фільтри однієї із систем спецводоочищення.

3.2 Панель контролю борного регулювання симулятора реактора ВВЕР-1000

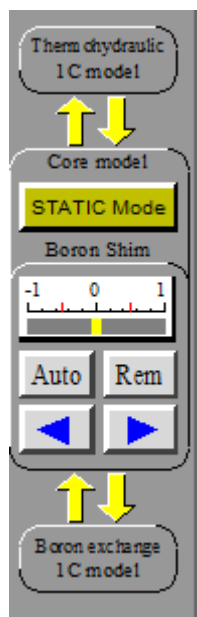


Рисунок 3.1 - Панель контролю борного регулювання симулятора реактора ВВЕР-1000

Контроль борного регулювання здійснюється кнопками на панелі (рис. 3.1) та має два режими:

Auto - кнопка автоматичного режиму.

Rem - кнопка ручного режиму.

Для здійснення контролю необхідно вимкнути обмін бором між першим контуром та активною зоною. Для цього необхідно натиснути на дві нижні стрілки $\uparrow\downarrow$, вони згаснуть, а сама панель Boron Shim виділиться синьою рамкою.

Також на цій панелі можна відключити активну зону реактора від першого контуру, що дозволяє симулювати вигоряння палива або розгін реактора. Для цього необхідно натиснути на дві верхні стрілки $\uparrow\downarrow$.

Обидві схеми роз'єднуються автоматично, якщо множник прискорення симуляції більший за 10, який встановлюється за допомогою повзунка на шкалі під схемою активної зони, рис. 3.2. Якщо множник ставати знову 1, то схеми знову з'єднуються.

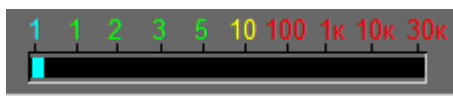


Рисунок 3.2 – Повзунок для встановлення множника прискорення симуляції

3.3 Вікно ТАВ індикаторів попереджувальних та аварійних сигналів

При спрацюванні будь-якого аварійного або попереджувального сигналу симулятор подасть звуковий сигнал і відповідний індикатор на панелі ТАВ (рис. 3.3) починає блимати жовтим кольором. Відключити блимання сигналу можливо шляхом натискання кнопки Blinking rem. на правій панелі. Індикатор перестане блимати та підсвітиться жовтим. Розблокування сигналу здійснюється шляхом натискання кнопки Deblocking. При цьому сигнал розблокується тільки в тому випадку, якщо усунута його причина. Якщо причина ще існує, спершу необхідно її усунути, а потім можна розблокувати сигнал.



Рисунок 3.3 - Вікно TAB індикаторів попереджувальних та аварійних сигналів

При спрацюванні аварійного захисту EP для подальшого контролю параметрів та керування необхідно натиснути кнопку EP deblock.

При спрацюванні PP-2 або AUU для подальших дій необхідно натиснути кнопки PP-2 deblock. або AUU deblock., відповідно.

Кнопками В, що розташовані біля сигнальних комірок, можна блокувати сигнали як груп EP, PP-1, PP-2, AUU, так і окремі сигнали. В разі блокування групи сигналів або окремого сигналу, відповідна система захисту не буде спрацьовувати.

Перелік сигналів вікна TAB наведено у табл. 3.1.

3.4 Завдання для виконання

Проаналізувати функціонування реактора ВВЕР-1000 при збільшенні та зменшенні концентрації борної кислоти у воді першого контуру.




Таблиця 3.1

Перелік попереджувальних та аварійних сигналів вікна ТАВ

EP	аварійний захист
EP from CR	аварійний захист ключем оператора
N > Setpoint	нейтронна потужність більша від уставки
dTsi < 10	запас температури теплоносія, до температури насичення в першому контурі лишилося менше 10°C
P1 < 150, N > 75	тиск в реакторі менше 150 атм., а нейтронна потужність більше 75%
L SG - 650	рівень в парогенераторі менше 650 мм
P mss > 80	тиск у головному паровому колекторі більше 80 атм.
T < 10	період реактора менше 10 с
dT sl-2 > 75	різниця температур насичення між перв. та вторинним контурами більше 75 °C
P1 < 140	тиск в реакторі менше 140 атм.
F < 46	частота у зовнішній електромережі менше 46 Гц
P1 > 180	тиск в реакторі більше 180 атм.
< 2 RCP	менше 2 головних циркуляційних насосів в роботі
T h.l. > 330	температура в «гарячій» нитці головного циркуляційного контуру більше 330 °C
dP RCP < 2.5	падіння тиску в головному циркуляційному насосі менше 2,5 атм.
L press < 400	рівень в компенсаторі тиску менше 400 мм
PP-1	попереджувальний захист 1
PP from CR	попереджувальний захист ключем оператора
N > Setpoint	нейтронна потужність більше уставки
T < 20	період реактора менше 20 с
P sg > 70	тиск в парогенераторі більше 70 атм.
P1 > 172	тиск в реакторі більше 172 атм.
F < 49	частота у зовнішній електромережі менше 49 Гц
T1 > 325	температура в «гарячій» нитці головного циркуляційного контуру більше 325 °C
RCP trip	відключення головного циркуляційного насоса (ГЦН)
TDFWP trip	відключення живильного насоса
Generator trip	відключення генератора
PCR	регулятор обмеження потужності
N heat > Setpoint	теплова потужність більше уставки
MSV closed	головні парові клапани закриті
PP-2	попереджувальний захист 2
N > Setpoint	нейтронна потужність більше уставки
P1 > 165	тиск в реакторі більше 165 атм.
CR drop	падіння графітового стрижня (аварія)
AUU	пришвидшене розвантаження блоку
AUU from CR	пришвидшене розвантаження блоку ключем оператора
2 RCP trip	відключення двох головних циркуляційних насосів (ГЦН)
TDFWP trip	відключення живильного насоса
Generator trip	відключення генератора
MSV closed	головні парові клапани закриті
SG	парогенератори (ПГ)
L SG1 > 62	рівень у ПГ1 більше 62 см
↑ A 2C	підвищення активності у другому контурі
L SG1...4 > 39.5	рівень ПГ1...4 більше 39,5 см
L SG1...4 < 22	рівень ПГ1...4 менше 22 см
MSIV1...4 closed	головний відсічний клапан парогенератора СК1...4 закритий
MSSV SG1...4 opened	імпульсний запобіжний пристрій парогенератора ПГ1...4 відкритий
P SG1...4 > 84	тиск ПГ1...4 більше 84 атм
MSC	головний паровий колектор (ГПК)
P mss < 52	тиск ГПК менше 52 атм
P mss < 56	тиск ГПК менше 56 атм
P mss > 62	тиск ГПК більше 62 атм
1C	перший контур
L press < 500	рівень в компенсаторі тиску менше 500 мм
L TY20B01 > 1500	рівень в баку організованих протікань більше 1500 мм
TK disbalance	дисбаланс в системі підживлення та продувки
MSSV Press opened	імпульсно-попереджувальний пристрій компенсатора тиску відкритий

3.5 Порядок виконання роботи

Дослід 1. Зменшення концентрації борної кислоти у першому контурі.

1. Запустити віртуальну машину Win7.
2. Запустити симулятор WWER-1000.
3. У вікні запуску завдань обрати «WWER-1000 Reactor Simulator (loading 1)», запустити завдання «Rated state operation. 1load».
4. Запустити симуляцію, натиснувши кнопку Start на панелі управління.
5. Відключити автоматичний регулятор потужності за допомогою кнопки АСР.
6. Зберегти зображення вікна CPS симулятора.
7. На панелі контролю борного регулювання (рис. 3.1) вимкнути обмін бором між першим контуром та активною зоною. Для цього необхідно натиснути на дві нижні стрілки \updownarrow , вони згаснуть, а сама панель Boron Shim виділиться синьою рамкою.
8. Натиснути кнопку Rem для включення ручного режиму борного регулювання.
9. За допомогою кнопки  зменшувати концентрацію бору в першому контурі. Поточна концентрація відображається на індикаторі C_b , г/кг.
10. Під час зменшення концентрації бору слідкувати за нейтронною потужністю реактора, а також за положенням ПС СУЗ.
11. Концентрацію зменшувати до рівня 7,2 г/кг, після чого відпустити кнопку .
12. Зберегти зображення вікна CPS симулятора.
13. Перейти до вікна ТАВ, з'ясувати, які сигнали спрацювали.
14. Зберегти зображення вікна ТАВ симулятора таким чином, щоб можна було встановити, які сигнали спрацювали.
15. Зупинити симуляцію.
16. Користуючись вікном побудови графіків у симуляторі, вивести графіки зміни нейтронної та теплової потужності реактора в часі (2 криві на одному графіку), зберегти зображення даного графіка.
17. Проаналізувати процеси в активній зоні при зниженні концентрації бору у першому контурі. Пояснити (з використанням збережених зображень вікон симулятора та графіків), які захисти спрацювали і чому? Яким чином була забезпечена стабільна робота реактора?



Дослід 2. Підвищення концентрації борної кислоти у першому контурі.

1. Запустити симулятор WWER-1000.
2. У вікні запуску завдань обрати «WWER-1000 Reactor Simulator (loading 1)», запустити завдання «Rated state operation. 1load».
3. Запустити симуляцію, натиснувши кнопку Start на панелі управління.
4. Відключити автоматичний регулятор потужності за допомогою кнопки АСР.


5. Зберегти зображення вікна CPS симулятора.

6. На панелі контролю борного регулювання (рис. 3.1) вимкнути обмін бором між першим контуром та активною зоною. Для цього необхідно натиснути на дві нижні стрілки \updownarrow , вони згаснуть, а сама панель Boron Shim виділиться синьою рамкою.

7. Натиснути кнопку Rem для включення ручного режиму борного регулювання.

8. За допомогою кнопки  підвищувати концентрацію бору в першому контурі. Поточна концентрація відображається на індикаторі C_b , г/кг.

9. Під час підвищення концентрації бору слідкувати за нейтронною та тепловою потужністю реактора.

10. Концентрацію підвищувати до рівня 7,7 г/кг, після чого відпустити кнопку .

11. Зберегти зображення вікна CPS симулятора.

12. Зупинити симуляцію.

13. Користуючись вікном побудови графіків у симуляторі, вивести графіки зміни нейтронної та теплової потужності реактора в часі (2 криві на одному графіку), зберегти зображення даного графіка.

14. Проаналізувати процеси в активній зоні при підвищенні концентрації бору у першому контурі. Пояснити (з використанням збережених зображень вікон симулятора та графіків), яким чином змінювалося функціонування реактора?

3.6 Вміст звіту з лабораторної роботи

1. Тема, мета роботи.

2. Короткі теоретичні відомості щодо борного регулювання водояного реактора.

3. Результати дослідження 1 (зменшення концентрації борної кислоти у першому контурі):

- вигляд вікна CPS симулятора до та після зниження концентрації бору;
- вигляд вікна ТАВ симулятора зі спрацьованими сигналами;
- графіки зміни нейтронної та теплової потужності реактора в часі;
- аналіз (з використанням збережених зображень вікон симулятора та графіків) процесів в реакторі при зниженні концентрації бору: які захисти спрацювали і чому? Яким чином була забезпечена стабільна робота реактора?

4. Результати дослідження 2 (Підвищення концентрації борної кислоти у першому контурі):

- вигляд вікна CPS симулятора до та після підвищення концентрації бору;
- графіки зміни нейтронної та теплової потужності реактора в часі;
- аналіз (з використанням збережених зображень вікон симулятора та графіків) процесів в реакторі при підвищенні концентрації бору.

5. Висновки.

3.7 Контрольні запитання

1. В чому суть рідинного регулювання реактора?
2. Яка речовина додається до води першого контуру реактора ВВЕР з метою регулювання?
3. Якою є концентрація борної кислоти після кожного часткового перевантаження палива? Чому?
4. Назвіть переваги борного регулювання.
5. Борне регулювання компенсує повільну чи швидку зміну реактивності?
6. Яка система змінює концентрацію борної кислоти в теплоносії?
7. Чи відповідає борне регулювання вимогам оперативного регулювання потужності реактора?
8. До чого призводить помилкове зниження концентрації борної кислоти у теплоносії першого контуру? Чому?
9. До чого призводить помилкове підвищення концентрації борної кислоти у теплоносії першого контуру? Чому?

ЛАБОРАТОРНА РОБОТА №4

Дослідження функціонування реактора ВВЕР-1000 в разі заклинювання ГЦН

Мета роботи – проаналізувати функціонування енергоблока з реактором ВВЕР-1000 в разі миттєвого зниження витрати теплоносія в першому контурі через заклинювання ГЦН.

Прийняті скорочення

ГЦН	головний циркуляційний насос
ГЦТ	головні циркуляційні трубопроводи
КТ	компенсатор тиску
ПГ	парогенератор

4.1 Короткі теоретичні відомості

Перший контур енергоблоку є радіоактивним і включає (рис. 4.1):

- водо-водяний енергетичний реактор (Р);
- чотири головні циркуляційні трубопроводи (ГЦТ);
- чотири головні циркуляційні насоси (ГЦН);
- чотири парогенератори (ПГ);
- компенсатор тиску (КТ);
- допоміжне обладнання.

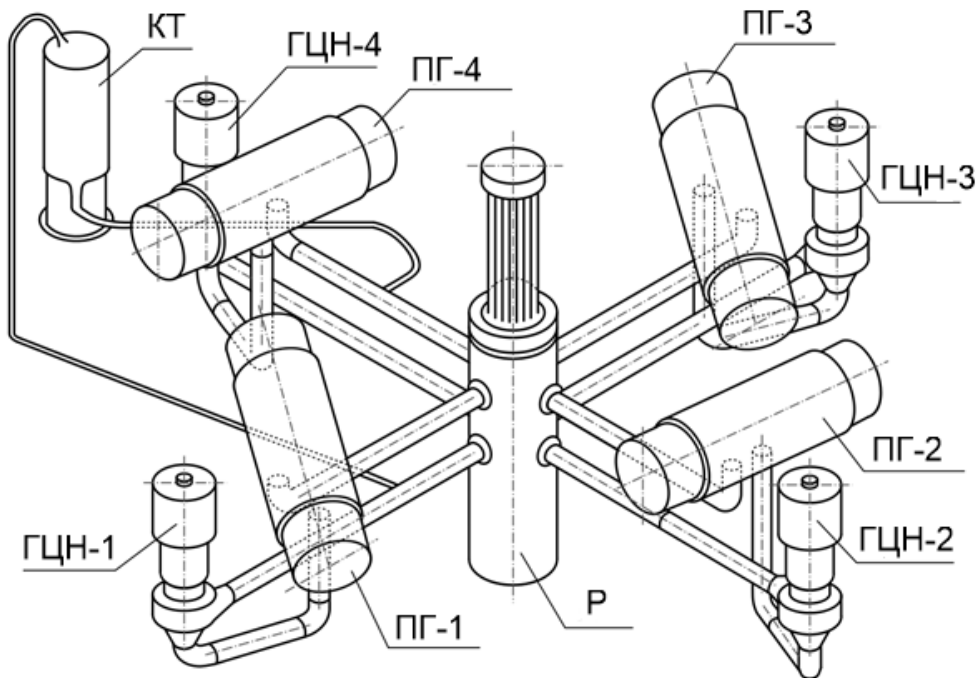


Рисунок 4.1 - Схема першого контуру реакторної установки ВВЕР-1000

При нормальній роботі енергоблоку теплоносій надходить до реактора через «холодні» патрубки корпусу, опускається по кільцевому зазору між корпусом та внутрішньокорпусною шахтою, омиває активну зону і попадає в

«гарячі» патрубки корпуса реактора. Нагрітий теплоносієм подається по «гарячим» ниткам головних циркуляційних трубопроводів до парогенераторів, де віддає тепло воді другого контуру, перетворюючи її на пару, і за допомогою ГЦН повертається до реактора для повторного нагрівання, рис. 4.2. Компенсацію невеликих змін тиску в першому контурі забезпечує компенсатор тиску.

Корпус реактора представляє собою вертикальний циліндр з еліптичним днищем, всередині якого розміщуються активна зона, та внутрішньокорпусні пристрої (рис. 4.3). Товщина стінок корпуса 192,5 мм, маса – 324,4 т. Вся внутрішня поверхня корпуса покрита антикорозійним наплавленням товщиною 7-9 мм, а в деяких місцях – до 15 мм.

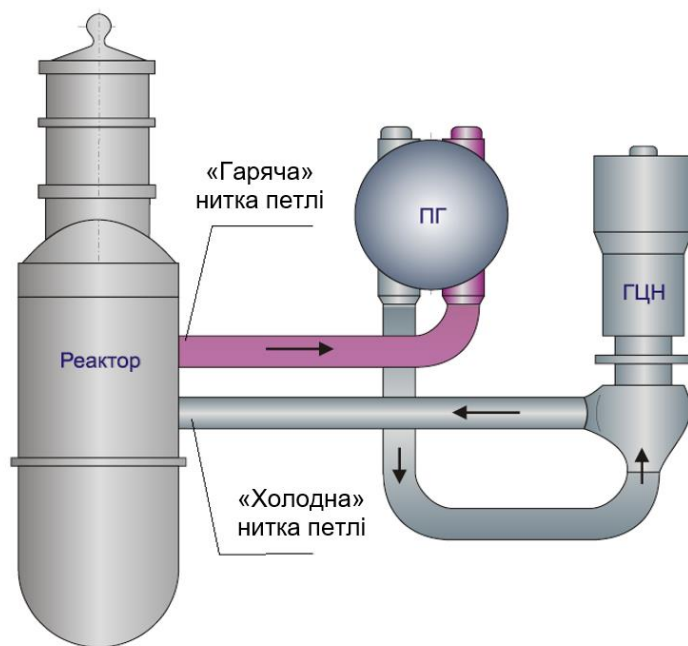


Рисунок 4.2 – Напрямок руху теплоносія в одній петлі головних циркуляційних трубопроводів



Рисунок 4.3 – Корпус реактора ВВЕР-1000 (а) та його монтаж (б)



Рисунок 4.4 - Головний циркуляційний насос з електродвигуном

Головні циркуляційні трубопроводи (ГЦТ) з'єднують між собою основне обладнання реакторної установки, утворюючи головний циркуляційний контур. Забезпечують циркуляцію теплоносія між реактором та парогенератором. ГЦТ включають чотири петлі, кожна з яких має дві ділянки труб, які називаються «гаряча» та «холодна» нитки внутрішнім діаметром 850 мм та з товщиною стінок 70 мм. Загальна довжина ГЦТ становить 147 м.

Головні циркуляційні насоси (ГЦН) забезпечують примусову циркуляцію теплоносія в першому контурі реакторних установок типу

ВВЕР-1000. Реакторна установка модифікації В-320 оснащується ГЦН типу ГЦН-195М, рис. 4.4. Це вертикальний, відцентровий, одноступеневий насос з блоком торцевого ущільнення валу, консольним робочим колесом, осьовим підведенням рідини та виносним електродвигуном. Потужність насоса на холодній воді становить 6,8 МВт, на гарячій воді – 5,1 МВт. В якості приводного двигуна використовується асинхронний двигун вертикального виконання типу ВА3 215/109-6АМО5 напругою 6 кВ. ГЦН оснащений маховиком, що забезпечує тривалість вибігу при знеструмленні до 300 с. Це дозволяє, в разі знеструмлення одного з ГЦН, розвантажити реактор до припустимого рівня потужності, що відповідає кількості робочих насосів. ГЦН оснащений антиреверсним пристроєм, що блокує обертання валу при зворотній циркуляції теплоносія.

Парогенератор (ПГ) у складі реакторної установки забезпечує передачу теплової енергії з першого у другий контур шляхом генерації насиченої пари. Реакторна установка модифікації В-320 оснащується ПГ типу ПГВ-1000М, рис. 4.5. Це горизонтальний, однокорпусний парогенератор із зануреною поверхнею теплообміну, має вбудовані паросепараційні пристрої. Теплова потужність ПГ становить 750 МВт, паропродуктивність 1470 т/год.

В разі аварійної зупинки одного ГЦН, у відключеній петлі виникає зворотний рух теплоносія, тобто вода переміщується «холодною» ниткою, проходить ПГ, після чого потрапляє до «гарячої» нитки. Такий рух води обумовлений роботою інших ГЦН, що створює перепад тиску у активній зоні. Таким чином, частина теплоносія переміщується поза активною зоною, що

знижує охолодження реактора. Відповідно, при зупинці одного ГЦН зниження потужності до 75% від номінального рівня є недостатнім для забезпечення відведення тепла від активної зони. Аналогічна ситуація виникає при зупинці двох суміжних ГЦН – розвантаження реактора до 50% потужності є недостатньою.

Таким чином, в разі зупинки одного ГЦН забезпечується зниження потужності реактора до 67% від номінальної. При зупинці двох суміжних ГЦН потужність знижується до 40%, а при зупинці двох протилежних ГЦН – до 50% від номінальної. В разі зупинки трьох ГЦН спрацьовує АЗ реактора.

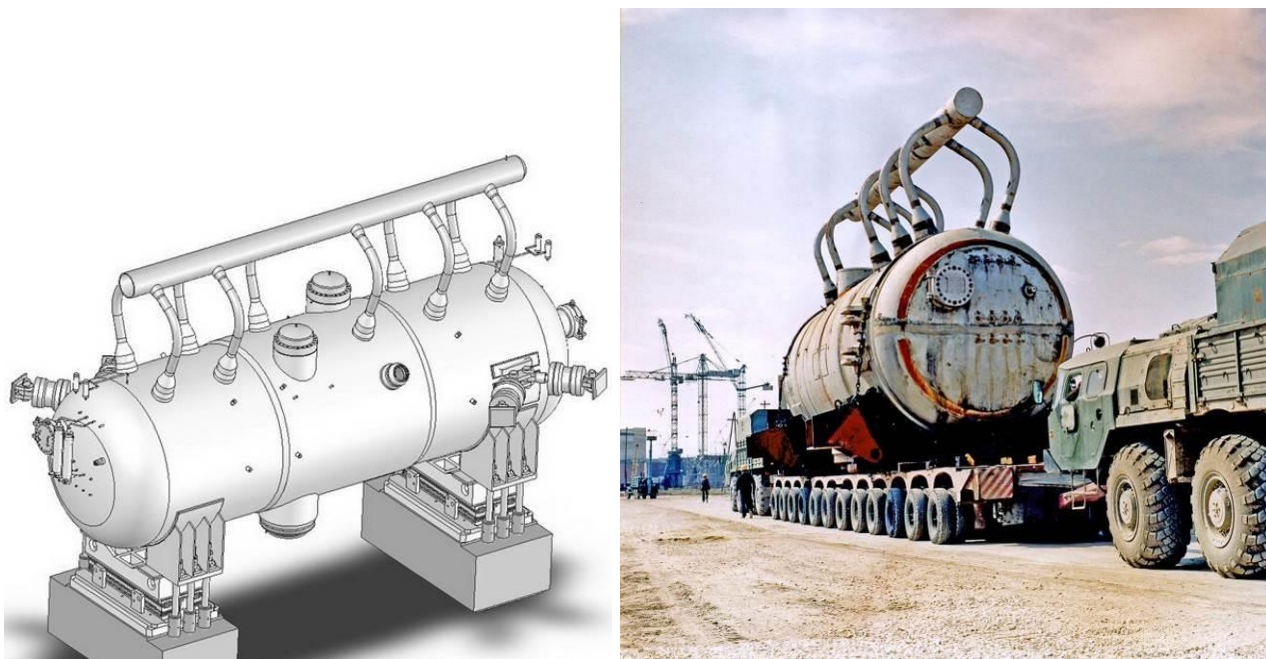


Рисунок 4.5 - Загальний вигляд парогенератора ПГВ-1000М (а) та його транспортування (б)

4.2 Короткий опис вікна ІС першого контуру симулятора

На рис. 4.6 наведено вікно ІС симулятора, що містить схему головного обладнання першого контуру, а також частину обладнання другого контуру. Для реактора (УС00В01) відображається тиск теплоносія в першому контурі: **P 159.43**, кг/см². Для кожного парогенератора (SG-1...SG-4) відображаються тиск P (атм) та рівень води L (мм): **P 62.33**, **L 224.2**.

Справа вверху вікна знаходиться панель індикаторів параметрів реактора:

T1 – середня температура теплоносія в першому контурі, °C;

P1 – тиск в першому контурі, кг/см²;

P2 – тиск в другому контурі, кг/см²;

N_T – теплова потужність реактора, МВт;

N – нейтронна потужність (щільність потоку нейтронів), %;

dTs – запас до температури насичення (кипіння), °C.

Для управління насосами або запірною арматурою, необхідно клацнути мишкою по обладнанню, що цікавить, коли контур обраного елемента підсвітиться, відповідна область управління на панелі виділиться рамкою і кнопки управління стануть активні.

4.3 Завдання для виконання

Змоделювати заклинювання одного та двох ГЦН під час нормального функціонування реактора.

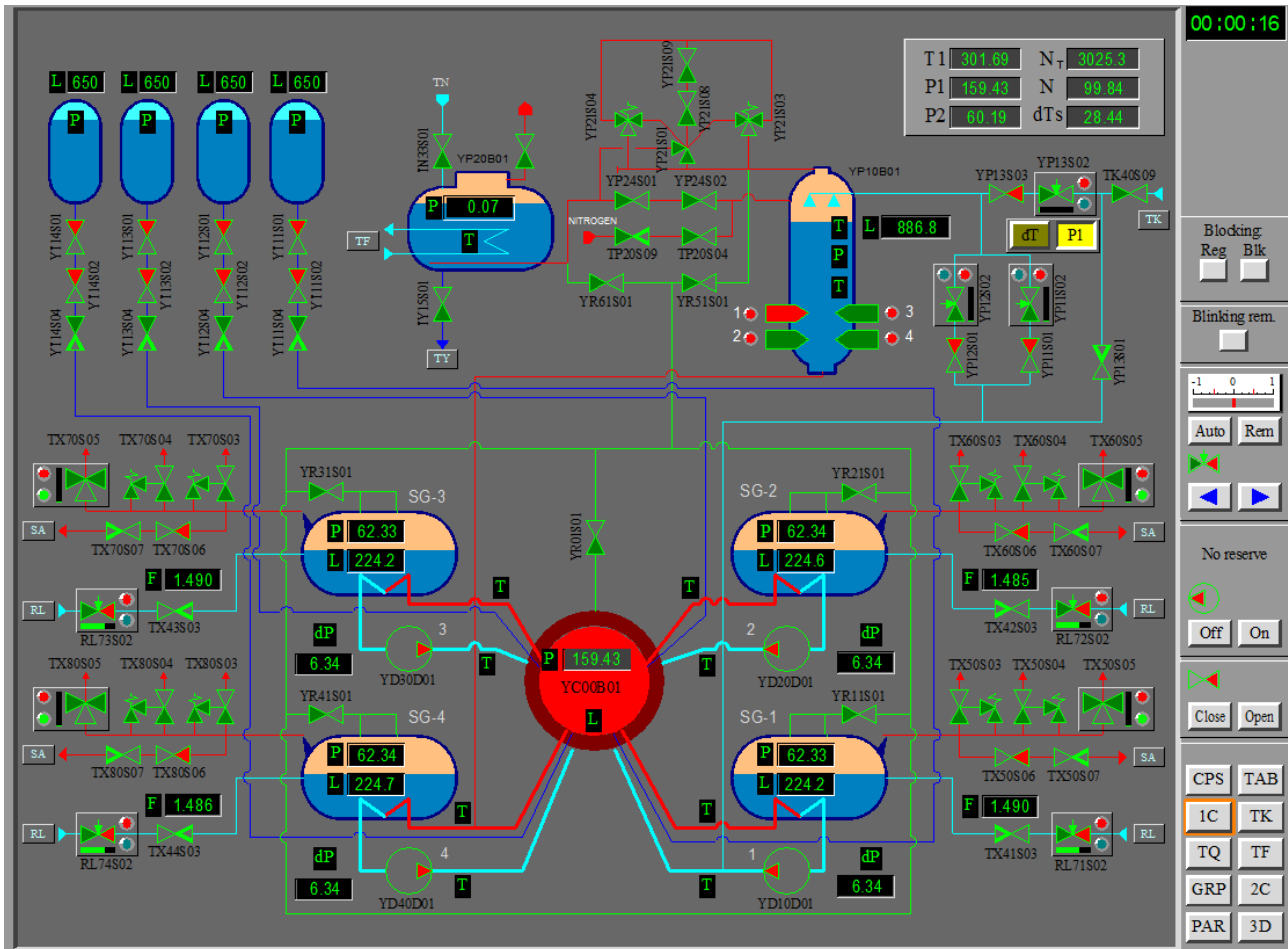



Рисунок 4.6 - Вікно 1С першого контуру:

YC00B01 – реактор; SG-1, SG-2, SG-3, SG-4 – парогенератори; YD10D01, YD20D01, YD30D01, YD40D01 – головні циркуляційні насоси (ГЦН); YP20B01 – барботажний бак; YP10B01 – компенсатор тиску; зліва вверху показані 4 гідроємності системи аварійного охолодження активної зони (CAOЗ)

4.4 Порядок виконання роботи

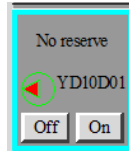
Дослід 1. Заклинювання одного ГЦН

1. Запустити віртуальну машину Win7.
2. Запустити симулятор WWER-1000.
3. У вікні запуску завдань обрати «WER-1000 Reactor Simulator (loading 1)», запустити завдання «Rated state operation. 1load».

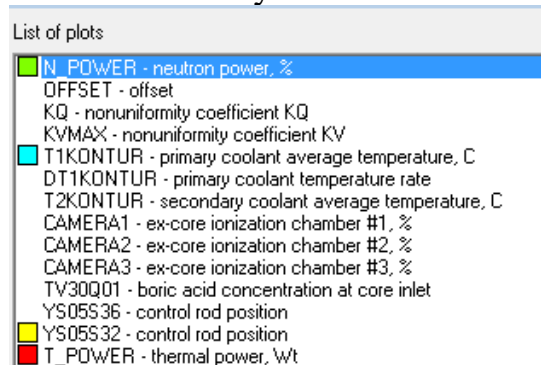
4. Запустити симуляцію, натиснувши кнопку Start на панелі управління.
5. За допомогою кнопок  ввімкнути колірне відображення на картограмі нейтронної потужності в абсолютних одиницях.
6. Зберегти зображення вікна CPS симулятора.
7. Перейти до вікна 1С першого контуру.
8. Зберегти зображення вікна 1С симулятора.
9. Клацнути на першому циркуляційному насосі:



10. На панелі управління насосом натиснути кнопку Off:



11. Після закінчення перехідного процесу (близько 4с) зберегти зображення вікон 1С, CPS симулятора.
12. Перейти до вікна ТАВ. Встановити, які сигнали спрацювали. Зберегти зображення вікна ТАВ таким чином, щоб було видно сигнали, що спрацювали.
13. Зупинити симуляцію.
14. Перейти до вікна побудови графіків. Побудувати та зберегти графіки нейтронної потужності, середньої температури теплоносія, положення 10ї групи РС СУЗ (YS05S32) та теплової потужності:



15. Проаналізувати процеси в разі заклинювання одного ГЦН (як змінилися: нейтронна та тепла потужність реактора, тиск у зупиненому ГЦН, положення РС СУЗ, температура теплоносія? Чому? Які захисти спрацювали?

Дослід 2. Заклинювання двох суміжних ГЦН

Повторити дослід №1 в разі заклинювання двох суміжних ГЦН, наприклад ГЦН-1 та ГЦН-2. Проаналізувати процеси в енергоблоці.

Дослід 3. Заклинювання двох протилежних ГЦН

Повторити дослід №1 в разі заклинювання двох протилежних ГЦН, наприклад ГЦН-1 та ГЦН-3. Проаналізувати процеси в енергоблоці.

4.5 Вміст звіту з лабораторної роботи

1. Тема, мета роботи.
2. Короткі теоретичні відомості щодо улаштування першого контуру енергоблоку.
3. Результати досліду №1 (заклинювання одного ГЦН):
 - зображення вікна CPS симулятора до та після відключення одного ГЦН;
 - зображення вікна 1С симулятора до та після відключення одного ГЦН;
 - зображення вікна ТАВ із сигналами, що спрацювали;
 - графіки нейтронної потужності, середньої температури теплоносія, положення 10ї групи ПС СУЗ та теплової потужності в разі заклинювання одного ГЦН;
 - аналіз процесів в енергоблоці при заклинюванні одного ГЦН.
4. Результати досліду №2 (заклинювання двох суміжних ГЦН):
 - зображення вікна CPS симулятора до та після заклинювання двох суміжних ГЦН;
 - зображення вікна 1С симулятора до та після відключення двох суміжних ГЦН;
 - зображення вікна ТАВ із сигналами, що спрацювали;
 - графіки нейтронної потужності, середньої температури теплоносія, положення 10ї групи ПС СУЗ та теплової потужності в разі заклинювання двох суміжних ГЦН;
 - аналіз процесів в енергоблоці при заклинюванні двох суміжних ГЦН.
5. Результати досліду №3 (заклинювання двох протилежних ГЦН):
 - зображення вікна CPS симулятора до та після заклинювання двох протилежних ГЦН;
 - зображення вікна 1С симулятора до та після відключення двох протилежних ГЦН;
 - зображення вікна ТАВ із сигналами, що спрацювали;
 - графіки нейтронної потужності, середньої температури теплоносія, положення 10ї групи ПС СУЗ та теплової потужності в разі заклинювання двох протилежних ГЦН;
 - аналіз процесів в енергоблоці при заклинюванні двох протилежних ГЦН.
6. Висновки.

4.6 Контрольні запитання

1. Назвіть складові першого контур енергоблоку з реактором ВВЕР.
2. Опишіть циркуляцію теплоносія в першому контурі в нормальному режимі.
3. Яке призначення корпусу реактора?
4. Для чого використовуються головні циркуляційні трубопроводи?
5. Яку функцію виконують головні циркуляційні насоси?
6. Якого типу насоси використовуються в якості ГЦН?

7. Яка електрична машина використовується в якості приводного двигуна ГЦН?
8. Для чого ГЦН оснащується маховиком?
9. Для чого використовується парогенератор?
10. Опишіть процеси в першому контурі в разі зупинки одного ГЦН.
11. До якого рівня знижується потужність реактора в разі зупинки одного ГЦН?
12. До якого рівня знижується потужність реактора в разі зупинки двох суміжних ГЦН?
13. До якого рівня знижується потужність реактора в разі зупинки двох протилежних ГЦН?
14. Якими засобами забезпечується зниження потужності реактора в разі зупинки ГЦН?

ЛАБОРАТОРНА РОБОТА №5

Дослідження ксенонових коливань в реакторі ВВЕР-1000

Мета роботи – дослідити вплив параметрів активної зони реактора та тривалості введення групи ПС СУЗ на характер ксенонових коливань.

5.1 Короткі теоретичні відомості

Енергоблоки АЕС, які зараз експлуатуються в Україні, проектувалися для роботи в базовій частині графіка електричного навантаження. Збільшення частки вироблення електроенергії атомними станціями призвело до необхідності перенесення роботи АЕС з базової частини графіка електричного навантаження в напівпікову частину. Забезпечення надійної роботи енергоблоків із реакторами ВВЕР у маневреному режимі набуло актуальності для енергосистеми України.

У режимі маневрування потужністю енергоблока АЕС дуже важливо підтримувати необхідну стійкість і надійність роботи реактора, оскільки будь-яке відхилення потужності від стаціонарного значення призводить до зміни концентрації ^{135}Xe , що спричиняє зміну реактивності в активній зоні та викликає втрату стабільності та надійності реактора в цілому. ^{135}Xe – ізотоп з дуже великим перерізом захоплення нейтронів теплового спектру (так звана «нейтронна отрута»). У значних кількостях утворюється при поділі урану, створюючи складні перехідні процеси в роботі реакторів з тепловим спектром нейтронів.

При цьому можуть виникати аксіальні (по висоті активної зони) ксенонові коливання. Суть цього небезпечного явища в тому, що під час перехідних процесів вся потужність або більша її частина може зосереджуватись у порівняно невеликій частині обсягу реактора, наприклад, у його половині, що може призвести до вимушеного зупинення реактора для недопущення пошкодження палива. Контролюють можливість виникнення такого явища за допомогою інтегрального параметра – аксіального офсету (зсуву аксіального профілю енерговиділення), який визначають як:

$$A = \frac{Q_1 - Q_2}{Q_1 + Q_2},$$

де Q_1 , Q_2 – потужність нижньої та верхньої половин активної зони.

Рівномірність енерговиділення в активній зоні є однією з умов безпечної експлуатації енергоблоку. Відповідно до регламенту експлуатації реакторної установки, аксіальний офсет має підтримуватись у встановленому регламентом діапазоні залежно від поточного рівня потужності. Вихід значення аксіального офсету за межі рекомендованої області може призвести до нерівномірності нейтронного потоку та виникнення аксіальних ксенонових коливань, поява яких негативно позначиться на часі стабілізації реактора та роботі обладнання першого контуру. За певних умов нерівномірність нейтронного потоку в активній зоні реактора може призвести до передаварійних або аварійних ситуацій. Тому для ефективної експлуатації енергоблоку необхідно

мінімізувати відхилення аксіального офсету. Управління аксіальним офсетом забезпечує придушення просторової нестійкості енерговиділення та попередження коливань.

Виходячи з цього, одним із найбільш важливих завдань стало підтримання аксіального офсету в регламентованій зоні, що є запорукою стійкості реактора, надійної та безпечної роботи обладнання, палива та оболонки тепловидільних збірок як у стаціонарному режимі, так і під час маневрування потужністю.

5.2 Завдання для виконання

Дослідити можливість виникнення ксенонових коливань в реакторі ВВЕР-1000.

5.3 Порядок виконання роботи

Дослід 1. Дослідження можливості виникнення ксенонових коливань нейтронної потужності та аксіального офсету при різних параметрах активної зони реактора

Початкові умови дослідження: реактор працює на 100% потужності в усталеному режимі. Сценарій дослідження задіяння сценарію пришвидшеного розвантаження блоку (АUU, accelerated unit unloading) та блокування захисних систем реактора. Після цього виникають коливання офсету та нейтронної потужності. Дослід проводиться для низько- та високотемпературного палива. Розглядається початок, середина та кінець паливного циклу. Умови проведення дослідження наведені в табл. 5.1.

Дослід виконується в наступній послідовності.

1. Запустити віртуальну машину Win7.
2. Запустити симулятор WWER-1000.
3. У вікні запуску завдань обрати «WWER-1000 Reactor Simulator (loading 1)», запустити завдання «A05_ Xe (power and offset) oscils for BOC of 1load».
4. Запустити симуляцію, натиснувши кнопку Start на панелі управління.
5. Слідкувати за станом активної зони та за побудовою графіків у вікні GRP, рис. 5.1.

У верхній частині вікна GRP відображаються графіки для наступних величин:

- N_POWER – нейтронна потужність, %;
- YS05S32 – положення 10ї групи ПС СУЗ, в.о.;
- OFFSET – аксіальний офсет реактора, %;
- TV30Q01 – концентрація борної кислоти, г/кг;
- T_POWER – теплова потужність реактора, МВт.

Таблиця 5.1

Умови проведення досліду 1 із аналізу можливості виникнення ксенонових коливань нейтронної потужності та аксіального офсету при різних параметрах активної зони реактора

Ядерне паливо		Паливний цикл		Назва сценарію	Рекомендовані назви файлів для збереження результатів дослідів	Рекомендовані ім'я змінних для побудови графіків		
Назва моделі	Рівень збагачення палива, % U^{235}	Назва етапу	Тривалість, ефективних діб			Моделльний час Time, c	Аксіальний офсет OFFSET, %	Нейтронна потужність N_POWER, %
Низько-збагачене паливо WWER-1000 Reactor Simulator (loading 1)	Enr 4.2	Початок Beginning of fuel cycle (BOC)	Teff 0.00 24 hours	A05_Xe (power and offset) oscils for BOC of 1load	BOC1.TXT	T_{b1}	A_{b1}	N_{b1}
		Середина Middle of fuel cycle (MOC)	Teff 169.75 24 hours	A07_Xe (power and offset) oscils for MOC of 1load	MOC1.TXT	T_{m1}	A_{m1}	N_{m1}
		Кінець End of fuel cycle (EOC)	Teff 322.22 24 hours	A06_Xe (power and offset) oscils for EOC of 1load	EOC1.TXT	T_{e1}	A_{e1}	N_{e1}
Високо-збагачене паливо WWER-1000 Reactor Simulator (loading 5)	Enr 4.4	Початок Beginning of fuel cycle (BOC)	Teff 0.00 24 hours	A05_Xe (power and offset) oscils for BOC of 5load	BOC5.TXT	T_{b5}	A_{b5}	N_{b5}
		Середина Middle of fuel cycle (MOC)	Teff 103.06 24 hours	A07_Xe (power and offset) oscils for MOC of 5load	MOC5.TXT	T_{m5}	A_{m5}	N_{m5}
		Кінець End of fuel cycle (EOC)	Teff 175.16 24 hours	A06_Xe (power and offset) oscils for EOC of 5load	EOC5.TXT	T_{e5}	A_{e5}	N_{e5}

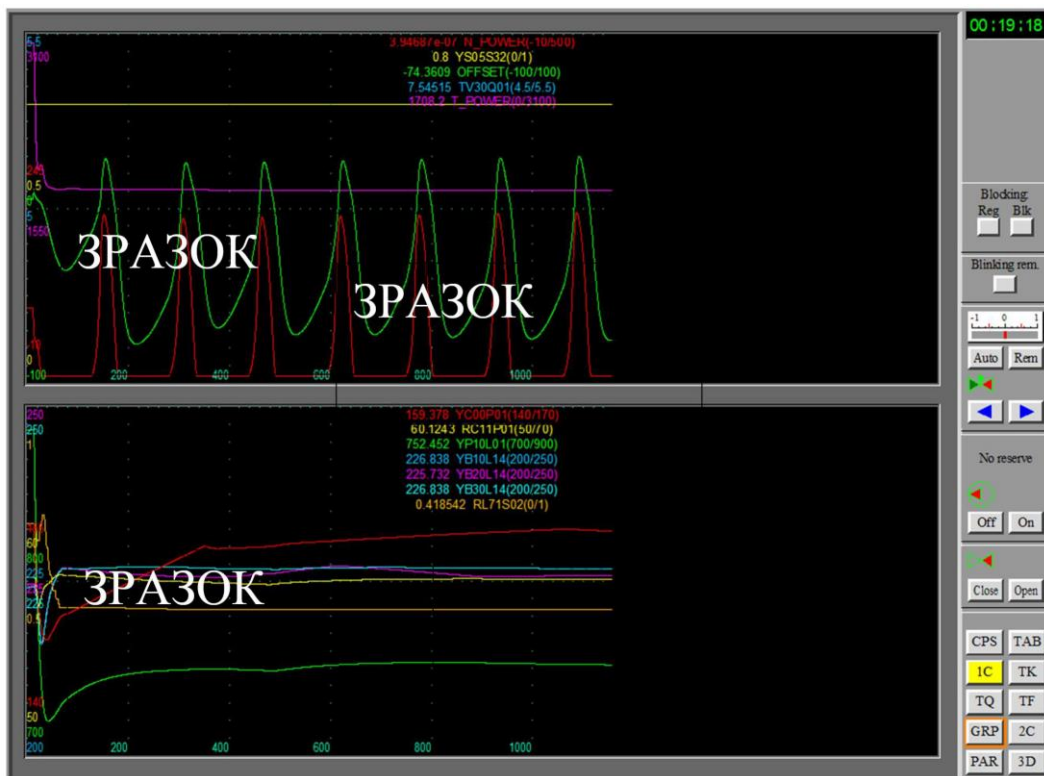


Рисунок 5.1 – Побудова графіків у вікні GRP симулятора під час моделювання

У нижній частині вікна GRP будуються графіки для:

- YC00P01 – тиск в першому контурі, $\text{кг}/\text{см}^2$;
- RC11P01 – тиск в головному паровому колекторі (ГПК), $\text{кг}/\text{см}^2$;
- YP10L01 – рівень в компенсаторі тиску, мм;
- YB10L14 – рівень в парогенераторі ПГ-1, мм;
- YB20L14 – рівень в парогенераторі ПГ-2, мм;
- YB30L14 – рівень в парогенераторі ПГ-3, мм;
- RL71S02 – положення регулятора рівня ПГ-1.

6. Зберегти вигляд вікна GRP для додавання до звіту.

7. Зберегти експериментальні точки до файлу. Для цього натиснути правою кнопкою миші у верхній частині вікна GRP, в контекстному меню обрати пункт «Save data to file», в якості папки для збереження файлу обрати comm_virt – спільну папку між віртуальною та реальною операційними системами. Вказати ім'я файлу відповідно до рекомендованих у табл. 5.1.

8. Здійснити експерименти відповідно до пп. 3–6 для наступних сценаріїв:

- A07_Хе (power and offset) oscils for MOC of 1load;
- A06_Хе (power and offset) oscils for EOC of 1load;
- A05_Хе (power and offset) oscils for BOC of 5load;
- A07_Хе (power and offset) oscils for MOC of 5load;
- A06_Хе (power and offset) oscils for EOC of 5load.

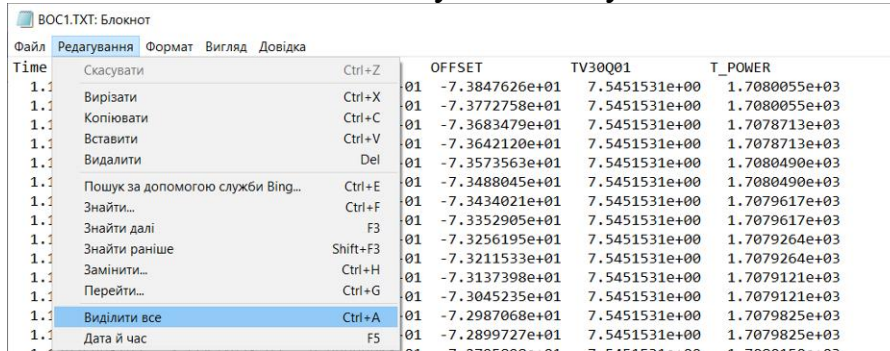
Результати зберігати до текстових файлів з іменами, що вказані в табл.

5.1.

Оброблення результатів досліду 1.

9. Створити новий файл Excel з іменем «дослід1.xlsx».

10. В програмі Блокнот відкрити файл ВОС1.TXT. В меню «Редагувати» вибрати пункт «Виділити все». Натиснути «Редагувати»—«Копіювати».



11. На аркуші Excel натиснути «Вставити». Дані з текстового файлу будуть перенесені на аркуш Excel. Залишити стовпчики «Time», «N_POWER», «OFFSET», інші видалити. Стовпчики перейменувати відповідно до рекомендованих назв змінних з табл. 5.1.

12. Відповідно до пп. 9–10 розмістити дані експериментів на аркуші Excel. При цьому для низькозбагаченого палива заголовки стовпчиків відповідатимуть табл. 5.2, для високозбагаченого – табл. 5.3.

Таблиця 5.2

Вихідні дані для побудови графіків аксіального офсету та нейтронної потужності при низькозбагаченому паливі в умовах досліду 1

T_{b1}, c	$A_{b1}, \%$	$N_{b1}, \%$	T_{m1}, c	$A_{m1}, \%$	$N_{m1}, \%$	T_{e1}, c	$A_{e1}, \%$	$N_{e1}, \%$

Таблиця 5.3

Вихідні дані для побудови графіків аксіального офсету та нейтронної потужності при високозбагаченому паливі в умовах досліду 1

T_{b5}, c	$A_{b5}, \%$	$N_{b5}, \%$	T_{m5}, c	$A_{m5}, \%$	$N_{m5}, \%$	T_{e5}, c	$A_{e5}, \%$	$N_{e5}, \%$

13. Необхідно у всіх числах замінити крапку на кому. Для цього можна скористатися меню «Знайти і замінити», яке викликається натисканням Ctrl+H. Знайти «.». Замінити на «,». Натиснути «Замінити все».

14. Для всіх клітинок необхідно встановити формат Числовий з двома розрядами після коми.

15. Побудувати графіки:

Графік 1 – в одній системі координат будуються залежності офсету від часу моделювання для низькозбагаченого палива: $A_{b1}(T_{b1})$, $A_{m1}(T_{m1})$, $A_{e1}(T_{e1})$.

Графік 2 – в одній системі координат будуються залежності нейтронної потужності від часу моделювання для низькозбагаченого палива: $N_{b1}(T_{b1})$, $N_{m1}(T_{m1})$, $N_{e1}(T_{e1})$.

Графік 3 – в одній системі координат будуються залежності офсету від часу моделювання для високозбагаченого палива: $A_{b5}(T_{b5})$, $A_{m5}(T_{m5})$, $A_{e5}(T_{e5})$.

Графік 4 – в одній системі координат будуються залежності нейтронної потужності від часу моделювання для високозбагаченого палива: $N_{b5}(T_{b5})$, $N_{m5}(T_{m5})$, $N_{e5}(T_{e5})$.

16. Користуючись одержаними графіками, проаналізувати залежність параметрів ксенонових коливань нейтронної потужності та аксіального офсету при низько- та високозбагаченому паливі для початку, середини та кінця паливного циклу. Необхідно звернути увагу на характер коливань (коливання згасають, розходяться, або є сталими), їх амплітуду.

Дослід 2. Дослідження можливості виникнення ксенонових коливань аксіального офсету через введення та виведення групи ПС СУЗ при незмінній нейтронній потужності

Початкові умови дослід: реактор працює на 70% потужності. Група №10 ПС СУЗ вводиться до активної зони з 80% до 40%, лишається введеною протягом часу T_{10} , після чого виводиться до вихідного положення 80%. Незмінна нейтронна потужність реактора підтримується за рахунок борного регулювання. В результаті виникають ксенонові коливання офсету. Дослід проводиться для низькозбагаченого палива. Розглядається початок та кінець паливного циклу. Умови проведення дослідів наведені в табл. 5.4.

Дослід виконується в наступній послідовності.

17. У вікні запуску завдань обрати «WWER-1000 Reactor Simulator (loading 1)», запустити завдання «A08_Xe oscills of offset (N=const) for BOC_1load_1h delay».

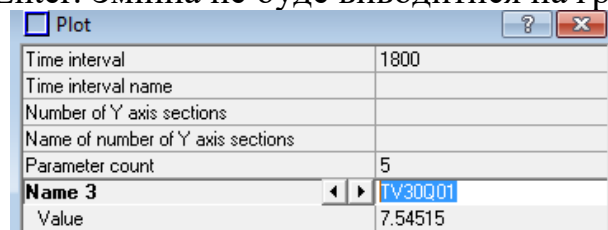
18. Запустити симуляцію, натиснувши кнопку Start на панелі управління.

19. У верхній частині вікна GRP вивести тільки наступні графіки:

YS05S32 – положення 10ї групи ПС СУЗ, в.о.;

OFFSET – аксіальний офсет реактора, %.

Для цього натиснути на полі побудови графіків правою кнопкою миші, вибрати пункт меню Edit “Plot”. В полі Name за допомогою кнопок ◀▶ обрати змінну, яку не передбачається виводити на графік, видалити її ім'я (наприклад, TV30Q01) і натиснути Enter. Змінна не буде виводитися на графік.



Вікно прийме вигляд, як показано на рис. 5.2.

20. Слідкувати за станом активної зони та за побудовою графіків у вікні GRP.

21. Після закінчення моделювання оцінити усталене значення аксіального офсету A_{st} , перший A_{m1} та третій A_{m3} екстремуми після після виведення групи №10 ПС СУЗ, рис. 5.2. Одержані значення занести до табл. 5.4.

Таблиця 5.4

Умови проведення та результати дослідів 2 із аналізу можливості виникнення ксенонових коливань аксіального офсету при різних тривалостях введеного стану групи №10 ПС СУЗ


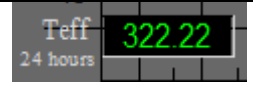
Умови проведення експериментів				Результати експериментів – Параметри перехідного процесу				
Паливний цикл		Тривалість введення групи №10 ПС СУЗ T_{10} , годин	Назва сценарію	Оцінено за графіками			Обраховано	
Назва етапу	Тривалість, ефективних діб			Усталене значення A_{st} , %	Перший екстремум A_{m1} , %	Третій екстремум A_{m3} , %	Перегулювання σ , %	Ступінь затухання ψ , в.о.
Початок Beginning of fuel cycle (BOC)		1	A08_Xe oscills of offset (N=const) for BOC_1load_1h delay					
		4	A09_Xe oscills of offset (N=const) for BOC_1load_4h delay					
		8	A10_Xe oscills of offset (N=const) for BOC_1load_8h delay					
Кінець End of fuel cycle (EOC)		1	A11_Xe oscills of offset (N=const) for EOC_1load_1h delay					
		4	A12_Xe oscills of offset (N=const) for EOC_1load_4h delay					
		8	A13_Xe oscills of offset (N=const) for EOC_1load_8h delay					



Рисунок 5.2 – Оцінювання показників перехідного процесу ксенонових коливань аксіального офсету

22. Повторити пп. 17–21 для інших сценаріїв моделювання, що перелічені в табл. 5.4. Одержані оцінки параметрів коливань заносити до табл. 5.4. Для одного зі сценаріїв зберегти вигляд графіків, аналогічних до рис. 5.2.

Оброблення результатів досліду 2.

Оцінювання перехідного процесу ксенонових коливань аксіального офсету пропонується здійснювати за величиною коефіцієнта перегулювання та ступенем затухання.

Коефіцієнт перегулювання визначається відношенням першого (після виведення групи №10 ПС СУЗ) відхилення офсету A_{m1} (перший екстремум) від усталеного значення A_{st} до цього усталеного значення (рис. 5.2):

$$\sigma = \left| \frac{A_{m1} - A_{st}}{A_{st}} \right| \cdot 100\% . \quad (5.1)$$

Ступінь затухання визначається з урахуванням третього екстремуму A_{m3} перехідного процесу наступним чином:

$$\psi = 1 - \left| \frac{A_{st} - A_{m3}}{A_{st} - A_{m1}} \right| . \quad (5.2)$$

Наприклад, для перехідного процесу, зображеного на рис. 5.2, усталене значення аксіального офсету дорівнює $A_{st}=3,79\%$, перший екстремум $A_{m1}=-9,09\%$, третій екстремум $A_{m3}=0,83\%$, тоді коефіцієнт перегулювання становить:

$$\sigma = \left| \frac{-9,09 - 3,79}{3,79} \right| \cdot 100\% = 340\% ,$$

а ступінь затухання дорівнює:

$$\psi = 1 - \left| \frac{3,79 - 0,83}{3,79 + 9,09} \right| = 0,77 \text{ в.о.}$$

23. Обрахувати коефіцієнт перегулювання та ступінь затухання для всіх експериментів досліду 2, результати занести до табл. 5.4.

24. Проаналізувати залежність прямих показників перехідного процесу ксенонових коливань аксіального офсету від тривалості введення групи №10 ПС СУЗ та етапу паливного циклу відповідно до даних табл. 5.4.

5.4 Вміст звіту з лабораторної роботи

1. Тема, мета роботи.
2. Короткі теоретичні відомості щодо причин, характеру протікання та наслідків ксенонових коливань в водо-водяних реакторах.
3. Результати досліду 1:
 - графіки у вікні GRP для 6 експериментів в рамках досліду 1;
 - вигляд початку таблиці «дослід1.xlsx» з результатами досліду 1;
 - графіки 1, 2, 3, 4;
 - аналіз результатів досліду 1.
4. Результати досліду 2:
 - графіки положення 10ї групи ПС СУЗ та аксіального офсету реактора для одного зі сценаріїв моделювання;
 - заповнена таблиця 5.4;
 - аналіз результатів досліду 2.
5. Висновки.

5.5 Контрольні запитання

1. Яким чином під час ядерної реакції утворюються ізотопи ^{135}Xe ?
2. Яким чином ізотопи ^{135}Xe впливають на протікання реакції ділення? Чому?
3. Яке явище носить назву «ксенонові коливання»? Чим воно небезпечне?
4. Яким чином оцінюють нерівномірність енерговиділення по висоті активної зони?
5. Як результати отримані в результаті дослідження можливості виникнення ксенонових коливань нейтронної потужності та аксіального офсету при різних параметрах активної зони реактора? Цим ці результати пояснюються?
6. Як результати отримані в результаті дослідження можливості виникнення ксенонових коливань аксіального офсету через введення та виведення групи ПС СУЗ при незмінній нейтронній потужності?

ЛІТЕРАТУРА

1. Павлович В. М. Фізика ядерних реакторів : навч. пос. Чорнобиль : Ін-т проблем безпеки АЕС, 2009. 224 с. URL: https://inis.iaea.org/NCLCollectionStore/_Public/41124863.pdf
2. Реактори і парогенератори енергоблоків АЕС: схеми, процеси, матеріали, конструкції, моделі / Єфімов О. В., Пилипенко М. М., Потаніна Т. В. та ін. ; За ред. О. В. Єфімова. Харків : ТОВ «В справі», 2017. 420 с. URL: <http://repository.kpi.kharkov.ua/handle/KhPI-Press/33070>
3. Ніцук Ю. А. Ядерна фізика : навч. посіб. для студентів фізичних факультетів університетів. Одеса : Одеський національний університет імені І. І. Мечникова, 2008. 168 с. URL: https://learn.ztu.edu.ua/pluginfile.php/57200/mod_resource/content/1/Ядерна_фізика.pdf
4. Носовський А. В., Бондар Б. М. Дозиметрія та захист від іонізуючого випромінювання : підручник для студентів вищих навчальних закладів, які навчаються за спеціальністю «Атомна енергетика». Київ : Фенікс, 2020. 408 с.
5. Ядерна енергетика у світі та Україні: поточний стан та перспективи розвитку. Київ : Центр Разумкова. 2015. URL: https://razumkov.org.ua/upload/2015_atom-1.pdf
6. Копішинська К. О., Широкова І. С. Сучасний стан та перспективи інноваційного розвитку атомної енергетики України. *Економічний вісник НТУУ «КПІ»*, № 16 (2019). URL: <https://doi.org/10.20535/2307-5651.16.2019.182742>
7. Культура безпеки в ядерній енергетиці : підручник / В. В. Бегун, С. В. Широков, С. В. Бегун, Є. М. Письменний, В. В. Литвинов, І. В. Казачков. К., 2012. 539 с. URL: <https://ela.kpi.ua/handle/123456789/2403>
8. Поводження з радіоактивними відходами / Носовський А. В., Васильченко В. М., Павленко А. О. та ін. К. : Техніка, 2007. 368 с.
9. Andrew C. Kadak A comparison of advanced nuclear technologies. New York: Columbia University. 2017. 112 p. URL: <https://energypolicy.columbia.edu/sites/default/files/A%20Comparison%20of%20Nuclear%20Technologies%20033017.pdf>
10. Didier Jacquemain Nuclear Power Reactor. Core Melt Accidents. Current State of Knowledge. IRSN, 2015. 434 p. URL: https://www.edp-open.org/images/stories/books/fulldl/Nuclear_Power_Reactor_Core_Melt_Accidents.pdf
11. Raymond L. Murray. Nuclear energy. An introduction to the concepts, systems, and applications of nuclear processes. 6th ed. Elsevier Inc. 2009. 519 p.
12. Christopher E. Brennen An Introduction to Nuclear Power Generation. Dankat Publishing Company. 2005. 177 p. URL: <https://snscourseware.org/snsctnew/files/1562411747.pdf>
13. Rudiger Meiswinkel, Julian Meyer, Jurgen Schnell Design and Construction of Nuclear Power Plants. Berlin: Wilhelm Ernst & Sohn, 2013. 145 p.
14. WWER-1000 Reactor Simulator. Material for Training Courses and Workshops. Second Edition. Training course series № 21. International Atomic Energy Agency, Vienna, 2005. 89 p. URL: https://www-pub.iaea.org/MTCD/Publications/PDF/TCS-21_2nd_web.pdf