

**Кваша Ю.В.**

Державний університет «Одеська політехніка»

## ДОСЛІДЖЕННЯ АВТОМАТИЗОВАНОЇ СИСТЕМИ РЕГУЛЮВАННЯ ЕНЕРГОБЛОКУ АТОМНОЇ СТАНЦІЇ ВВЕР-1000 В РЕЖИМІ «Н»

*Атомна енергетика забезпечує близько 55% потреби українців в електроенергії. Восени й узимку цей показник може дорівнювати 70% від загального рівня потужності. Собівартість електроенергії, виробленої на атомних енергоблоках, найнижча для споживача.*

*Запорізька, Рівненська, Хмельницька й Південноукраїнська атомні електростанції мають у своєму складі енергоблоки типу ВВЕР-1000. Цього року розпочато роботи з добудови третього й четвертого енергоблоків Хмельницької атомної електростанції. Таким чином, після їх завершення в енергокомплексі України будуть функціонувати 15 енергоблоків типу ВВЕР-1000. Тому актуальна потреба у вивченні принципів роботи енергоблоків такого типу й створення нових алгоритмів управління. Щоб розробити якісно нові програми регулювання, необхідно чітко розуміти базові режими функціонування.*

*Завдяки системам управління та захисту технологія виробництва атомної електроенергії є екологічною. За умови дотримання інструкцій з експлуатації обладнання та вимог охорони праці робота на атомній електростанції не завдає шкоди здоров'ю службовців. Запорукою безпечної та надійної роботи атомної електростанції є використання автоматизованих систем управління технологічними процесами. Автоматизована система регулювання енергоблоку атомної електростанції в режимі «Н» є частиною ієрархічної децентралізованої автоматизованої системи управління технологічним процесом атомної електростанції.*

*Об'єктом дослідження в роботі є енергоблок атомної електростанції типу ВВЕР-1000, який працює в режимі «Н». У статті проаналізований алгоритм функціонування енергоблоку в такому режимі. Були розглянуті базові програми регулювання, а також останні публікації щодо роботи атомних енергоблоків такого типу.*

*Проведено дослідження роботи в режимі «Н» автоматичного регулятора потужності енергоблоку й регулятора турбіни. Шляхом моделювання роботи енергоблоку в програмному середовищі Matlab Simulink отримані криві розгону об'єкту управління за каналами «Переміщення ОР СУЗ  $\Delta h$  – Електрична потужність  $N$ » і «Переміщення ОР СУЗ  $\Delta h$  – Тиск у паропроводі  $\Delta P$ ».*

*У результаті дослідження побудовані графіки перехідних процесів за каналами «Переміщення ОР СУЗ  $\Delta h$  – Електрична потужність  $N$ » і «Переміщення ОР СУЗ  $\Delta h$  – Тиск у паропроводі  $\Delta P$ » і визначені їх характеристики.*

**Ключові слова:** *автоматизована система управління технологічними процесами, автоматичний регулятор потужності, регулятор турбіни, атомна електростанція, енергоблок ВВЕР-1000, режим «Н».*

**Постановка проблеми.** Нині в Україні функціонує 15 енергоблоків у складі чотирьох атомних електростанцій (далі – АЕС), серед яких найпотужніша в Європі Запорізька АЕС, загальною потужністю 6000 МВт.

Собівартість електроенергії, виробленої на атомних електростанціях, нижче собівартості електроенергії, виробленої за допомогою альтернативних джерел. Виходячи з цього, Міжнародне агентство з атомної енергії вважає атомну енергетику перспективною галуззю економіки та особливу увагу приділяє удосконаленню експлуатаційних характеристик і підвищенню безпеки АЕС.

Базове навантаження у електромережі України має забезпечуватися за допомогою атомних електростанцій з декількох причин:

– за умови чіткого дотримання інструкцій з експлуатації атомних електростанцій даний вид виробництва електроенергії є найбільш екологічним;

– використання нових технологій дає змогу забезпечити низьку вартість електроенергії для споживача, достатній ресурс палива та безпеку технології виробництва;

– наявна потреба нових джерел енергії. [1, с. 19–29].

Однією з головних складових у процесі організації надійної та безпечної роботи АЕС є автоматизовані системи управління та захисту технологічних об'єктів.

Впровадження системи автоматичного регулювання енергоблоку атомної електростанції у режимі «Н» дозволить:

- мінімізувати ймовірність ерозійного пошкодження обладнання парового тракту енергоблоку;
- підвищити надійність систем технологічного блокування та захисту реакторної установки;
- скоротити кількість відмов у роботі обладнання АЕС;
- звести до мінімуму кількість відмов обладнання з вини персоналу.

Перелічені фактори сприяють підвищенню безпеки АЕС та зменшенню собівартості кінцевого продукту. Щоб створити компромісні програми регулювання роботи атомного енергоблоку, необхідно розуміти принцип його роботи та дослідити особливості функціонування у базових режимах.

**Аналіз останніх досліджень і публікацій.** Регулювання потужності енергоблоку типу ВВЕР-1000 відбувається за допомогою автоматичного регулятора потужності та регулятора турбіни. Сумісна роботи цих пристроїв забезпечує роботу енергоустановки у таких режимах:

- режим «Т» – режим підтримки теплотехнічного параметру (тиск водяної пари у головному паровому колекторі) шляхом впливу на органи регулювання системи управління захистом реактора;
- режим «Н» – режим підтримки нейтронної потужності на заданому рівні з зоною нечутливості  $\pm 1,5\%$  за  $100\%$  поточного навантаження реакторної установки;
- режим «С» – режим обмеження тиску в головному паровому колекторі;
- режим «К» – режим підтримки теплотехнічного параметру за компромісною програмою шляхом впливу на роботу реактора переміщенням органів регулювання системи управління захистом.

У статті [2] запропоновано нову компромісно-комбіновану програму регулювання енергоблоку АЕС з реактором ВВЕР-1000 зі змінним навантаженням.

У статті [3] досліджено основні програми регулювання енергоблоків з реактором типу ВВЕР-1000. Було розроблено нову математичну модель реактора енергоблоку для перевірки якості регулювання за компромісно-комбінованою програмою регулювання, запропонованою у статті [2].

У статті [4] синтезована автоматизована система регулювання концентрації борної кислоти у теплоносії першого контуру енергоблоку з реактором типу ВВЕР-1000 з урахування нелінійних особливостей об'єкту управління.

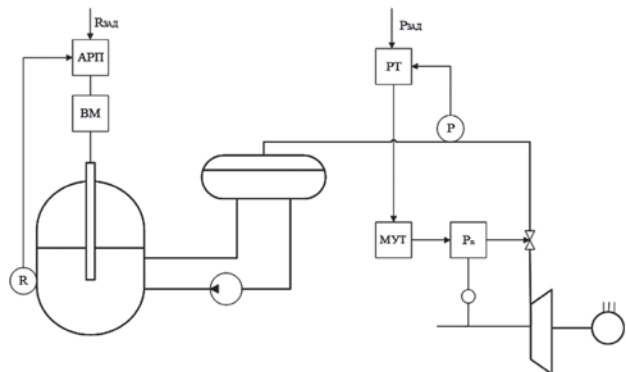
У статті [5] реалізована каскадна автоматизована система регулювання енергоблоку атомної станції з реактором типу ВВЕР-1000. Запропонована схема регулювання з урахування неліній-

них властивостей реакторної установки та каналу управління під час борного регулювання.

**Постановка завдання.** Метою статті є дослідження автоматизованої системи регулювання енергоблоку АЕС з реактором ВВЕР-1000 у режимі роботи «Н» за каналами управління «Переміщення ОР СУЗ  $\Delta h$  – Електрична потужність  $N$ » та «Переміщення ОР СУЗ  $\Delta h$  – Тиск у паропроводі  $\Delta P$ ».

**Виклад основного матеріалу дослідження.** Робота енергоблоку у режимі «Н» передбачає підтримання нейтронної потужності реактора у заданому діапазоні. Цей діапазон складає  $(3 \div 20)\%$  від  $N_{ном}$  з урахуванням зони нечутливості  $\pm 1,5\%$ . Величиною заданого рівня потужності вважається рівень потужності реактора у моменті увімкнення автоматичного регулятора потужності у режим «Н».

Принципова схема регулювання енергоблоку атомної електростанції в режимі «Н» показана на рис.1. Умовні позначення, які використовуються на рисунку: АРП – автоматичний регулятор потужності, ВМ – виконавчий механізм, РТ – регулятор турбіни, МУТ – механізм управління турбіною,  $P_n$  – регулятор частоти обертання турбіни.



**Рис. 1. Принципова схема регулювання енергоблоку атомної електростанції в режимі «Н»**

Головною задачею автоматичного регулятора потужності є стабілізація нейтронної потужності реактора шляхом формування управляючого сигналу для регулюючих стрижнів. Регулятор турбіни контролює тиск пари, яка надходить у турбіну. Він надсилає сигнал до механізму управління турбіною регулятора частоти обертання турбіни. Це базовий режим роботи енергоблоку. Потужність енергоблоку під час роботи у режимі «Н» підтримується на заданому рівні з допустимим відхиленням  $\pm 2\%$ . Якщо тиск пари у головному паровому колекторі перевищує задану величину, автоматичний регулятор потужності переходить з режиму «Н» у режим «Т».

У базовому режимі роботи заданий рівень потужності енергоблоку  $N_{\text{зад}}$  встановлюється оператором. Регулятор турбіни приймає це значення як уставку. Він чинить вплив на механізм управління турбіною. За допомогою механізму управління турбіною та регулюючого клапану перед нею змінюється витрата пари, яка надходить у турбіну.

Автоматичний регулятор потужності відслідковує та у разі необхідності вирівнює величини потужності реактора та турбогенератора. Сигнал тиску пари перед турбіною надходить у регулятор. Відбувається його порівняння з заданою величиною тиску пари  $P_{\text{зад}}$ . Якщо вони не співпадають, автоматичний регулятор потужності надсилає сигнал виконавчому механізму регулюючих стрижнів реактора. За їх допомогою змінюється потужність реакторної установки до величини, рівній потужності турбогенератора.

Щоб змінити потужність енергоблоку, необхідно встановити нове значення  $N_{\text{зад}}$ . Слід враховувати, що потужність енергоблоку типу ВВЕР-1000 змінюється зі швидкістю 10 МВт/хв.

Збурення у реакторі за нейтронним потоком сприймаються іонізаційними камерами. Сигнал від камер надходить до автоматичного регулятора потужності через диференціатор. Це дозволяє відслідковувати швидкість зміни величини нейтронного потоку.

Якщо енергоблок працює у статичному режимі, сигнал, який формує диференціатор, рівний нулю. Автоматичний регулятор потужності підтримує задане значення тиску пари з точністю  $\pm 0,05$  МПа.

Для отримання кривих розгону за каналами «Переміщення ОР СУЗ  $\Delta h$  – Електрична потужність  $N$ » та «Переміщення ОР СУЗ  $\Delta h$  – Тиск у паропроводі  $\Delta P$ » використана математична модель, описана у статті [3].

Крива розгону енергоблоку АЕС при нанесенні збурення +1% за каналом «Переміщення ОР СУЗ  $\Delta h$  – Електрична потужність  $N$ » показана на рис. 2. Проаналізувавши отриманий графік, можна стверджувати, що за каналом «Переміщення ОР СУЗ  $\Delta h$  – Електрична потужність  $N$ » енергоблок АЕС має властивості інерційної ланки I-го порядку.

Крива розгону енергоблоку АЕС при нанесенні збурення +1% за каналом «Переміщення ОР СУЗ  $\Delta h$  – Тиск у паропроводі  $\Delta P$ » показана на рис. 3. Проаналізувавши отриманий графік, можна стверджувати, що за каналом «Переміщення ОР СУЗ  $\Delta h$  – Тиск у паропроводі  $\Delta P$ » енергоблок АЕС має властивості інерційної ланки I-го порядку.

**Результати досліджень.** Для дослідження роботи автоматизованої системи управління енергоблоком АЕС із реактором ВВЕР-1000 у програмному середовищі Matlab Simulink було використано модель, зображену на рис. 4.

Було задано збурення +1% за каналом «Переміщення ОР СУЗ  $\Delta h$  – Електрична потужність  $N$ ». Перехідний процес показано на рис. 5. Характеристики перехідного процесу наведені у табл. 1.

Було задано збурення +1% за каналом за каналом «Переміщення ОР СУЗ  $\Delta h$  – Тиск у паропроводі  $\Delta P$ ». Перехідний процес показано на рис. 6. Характеристики перехідного процесу наведені у табл. 2.

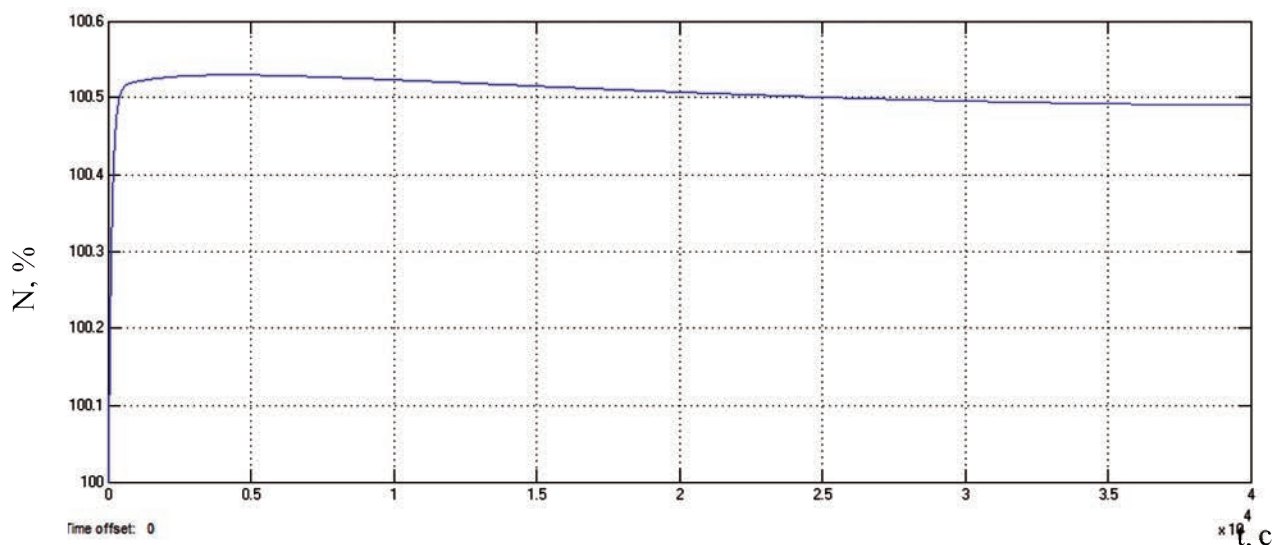


Рис. 2. Крива розгону енергоблоку АЕС при нанесенні збурення +1% за каналом «Переміщення ОР СУЗ  $\Delta h$  – Електрична потужність  $N$ »

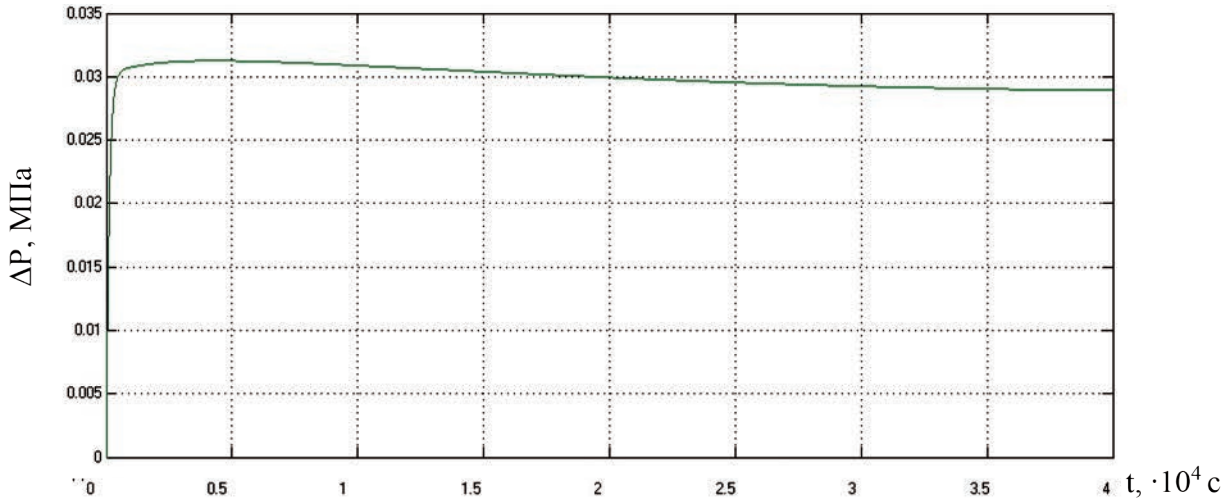


Рис. 3. Крива розгону енергоблоку АЕС при нанесенні збурення +1% за каналом «Переміщення ОР СУЗ  $\Delta h$  – Тиск у паропроводі  $\Delta P$ »

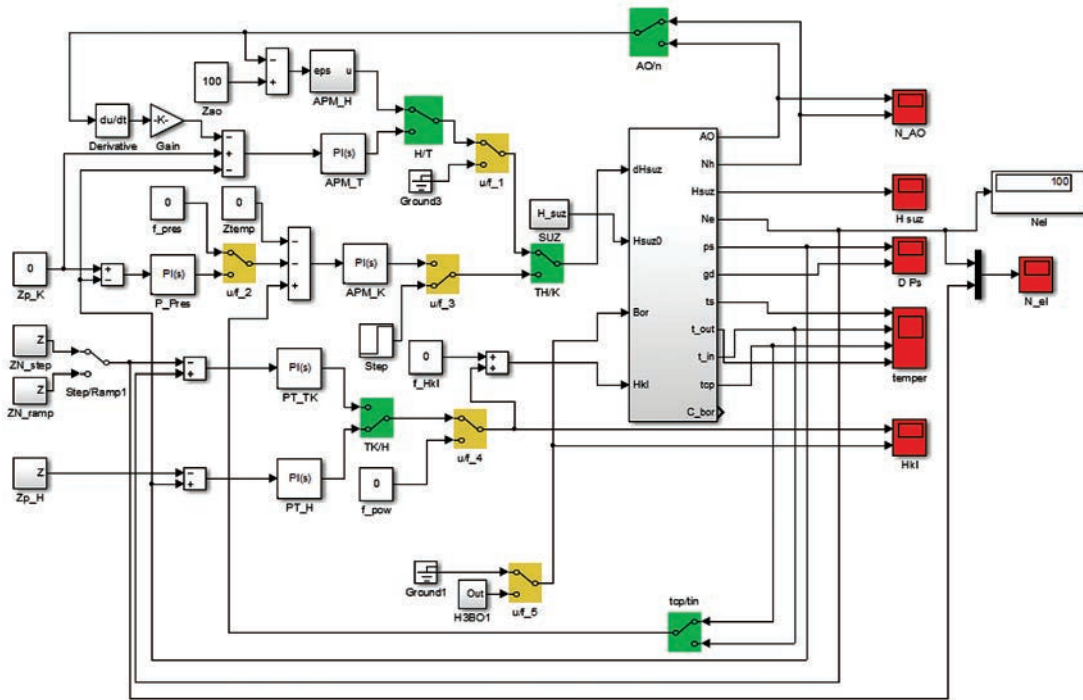


Рис. 4. Модель автоматизованої системи регулювання енергоблоку АЕС у режимі «Н» у програмному середовищі Matlab Simulink

Таблиця 1

Характеристики перехідного процесу при нанесенні збурення +1% за каналом «Переміщення ОР СУЗ  $\Delta h$  – Електрична потужність  $N$ »

Найменування характеристики	Характеристика
Величина максимального відхилення, %	0,003
Час регулювання $T$ , с	$2,7 \cdot 10^4$

Таблиця 2

Характеристики перехідного процесу при нанесенні збурення +1% за каналом «Переміщення ОР СУЗ  $\Delta h$  – Тиск у паропроводі  $\Delta P$ »

Найменування характеристики	Характеристика
Величина максимального відхилення, %	$5 \cdot 10^{-6}$
Час регулювання $T$ , с	$0,7 \cdot 10^4$

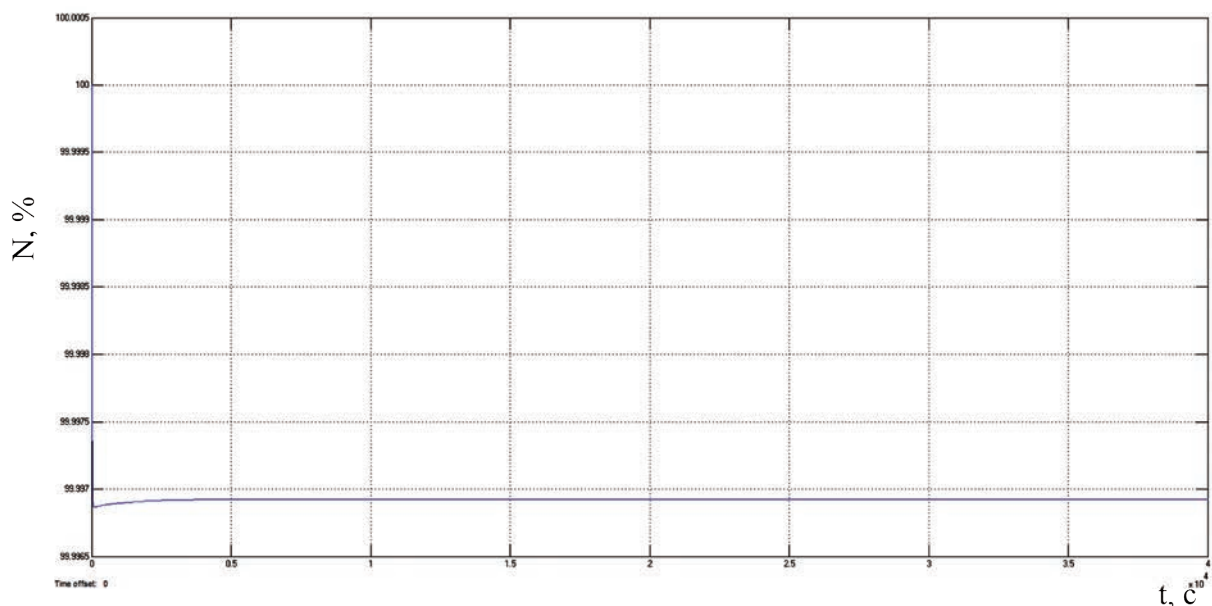


Рис. 5. Перехідний процес при нанесенні збурення +1% за каналом «Переміщення ОР СУЗ  $\Delta h$  – Електрична потужність  $N$ »

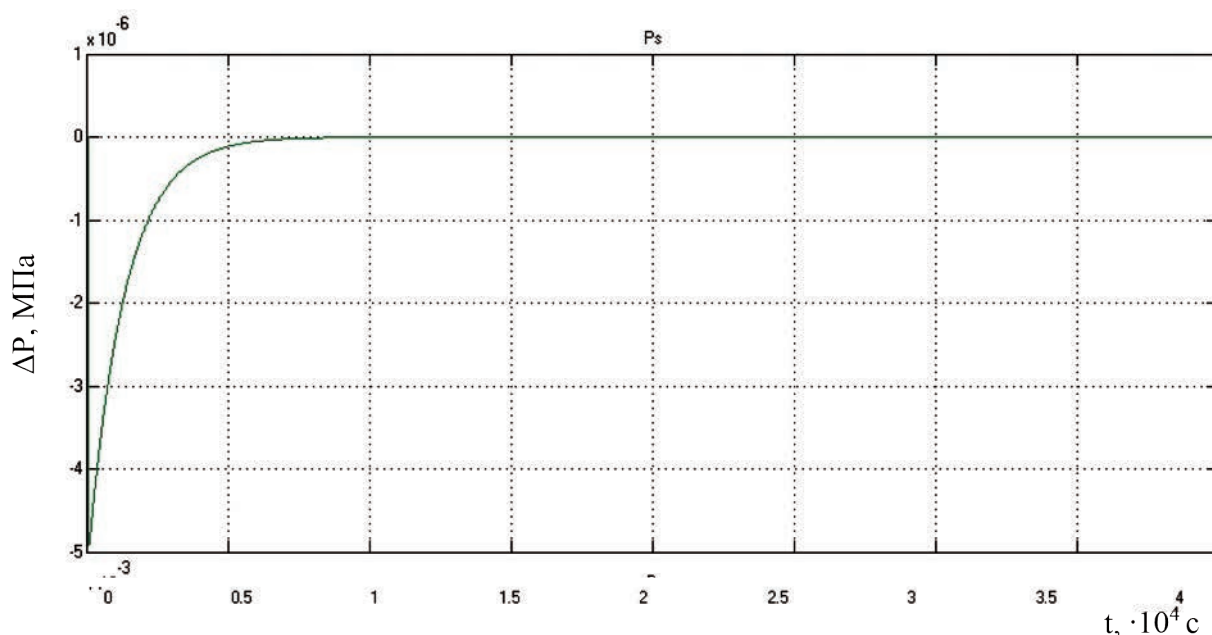


Рис. 6. Перехідний процес при нанесенні збурення +1% за каналом «Переміщення ОР СУЗ  $\Delta h$  – Тиск у паропроводі  $\Delta P$ »

**Висновки.** У результаті моделювання роботи енергоблоку в програмному середовищі Matlab Simulink визначено:

- за каналом «Переміщення ОР СУЗ  $\Delta h$  – Електрична потужність  $N$ » енергоблок АЕС типу ВВЕР-1000 має властивості інерційної ланки I-го порядку;
- за каналом «Переміщення ОР СУЗ  $\Delta h$  – Тиск у паропроводі  $\Delta P$ » енергоблок АЕС типу ВВЕР-1000 має властивості інерційної ланки I-го порядку.

Отримані графіки перехідного процесу при нанесенні збурення +1% за каналами «Переміщення ОР СУЗ  $\Delta h$  – Електрична потужність  $N$ » та «Переміщення ОР СУЗ  $\Delta h$  – Тиск у паропроводі  $\Delta P$ », розраховані характеристики перехідних процесів. Визначено, що робота автоматизованої системи регулювання забезпечує перехідний процес задовільної якості.

Список літератури:

1. Андрущечко С.А., Афров А.М., Васильев Б.Ю., Генералов В.Н., Косоуров К.Б., Семченков Ю.М., Украинцев В.Ф. АЭС с реактором типа ВВЭР-1000. От физических основ эксплуатации до эволюции проекта. Москва : Логос, 2010. 604 с.
2. Баскаков В.Е., Максимов М.В., Маслов О.В. Алгоритм эксплуатации энергоблока с ВВЭР в поддержании суточного баланса мощности энергосистемы. *Труды Одесского политехнического университета*. 2007. Вып. 2 (28). С. 56–59.
3. Максимов М.В., Беглов К.В., Цисельская Т.А. Модель реактора ВВЭР-1000 как объекта управления мощностью. URL: <https://www.sworld.com.ua/simpoz1/89.htm> (дата звернення: 25.07.2021).
4. Волошкіна О.О., Беглов К.В., Плахотнюк О.А. Дослідження регулятора концентрації рідкого поглинача енергоблоку АЕС. *Автоматизація технологічних і бізнес-процесів*. 2015. Т. 7. № 4. С. 18–34.
5. Давидченко Д.В., Беглов К.В., Чмелев Е.И. Исследование каскадной автоматизированной системы регулирования энергоблока атомной электростанции. *Вчені записки ТНУ імені В.І. Вернадського. Серія: Технічні науки*. 2018. Т. 29 (68). № 1. Ч. 1. С. 137–143.
6. Демченко В.А. Автоматизация и моделирование технологических процессов АЭС и ТЭС. Одесса : Астропринт, 2001. 305 с.
7. Ключев А.С., Лебедев А.Т., Семенов Н.П., Товарнов А.Г. Настройка автоматических систем и устройств управления технологическими процессами : Справочное пособие. Москва : Энергия, 1977. 400 с.
8. Ключев А.С. Проектирование систем автоматизации технологических процессов / А.С. Ключев, Б.В. Глазов, А.Х. Дубровский. Москва : Энергоатомиздат, 1990. 464 с.

**Kvasha Yu.V. RESEARCH OF THE AUTOMATED SYSTEM OF REGULATION OF THE POWER PLANT WITH THE WWER-1000 NUCLEAR UNIT IN THE “N” MODE**

*Nuclear energy provides about 55% of Ukrainians' electricity needs. In autumn and winter, this figure can be equal to 70% of the total power level. The cost of electricity generated by nuclear power units is the lowest for the consumer.*

*Zaporizhzhia, Rivne, Khmelnytska and South-Ukraine NPPs have WWER-1000 type power units. This year, work has begun on the completion of the third and fourth power units of the Khmelnytsky NPP. Thus, after their completion, 15 WWER-1000 power units will operate in the power complex of Ukraine. Therefore, there is an urgent need to study the principles of operation of power units of this type and create new control algorithms. In order to develop qualitatively new control programs, it is necessary to clearly understand the basic modes of operation.*

*Thanks to control and protection systems, the technology of nuclear electricity production is environmentally friendly. Subject to the instructions for operation of the equipment and the requirements of labor protection, work at a nuclear power plant does not harm the health of employees. The key to safe and reliable operation of a nuclear power plant is the use of automated process control systems. The automated control system of the NPP power unit in the “H” mode is a part of the hierarchical decentralized NPP of the nuclear power plant.*

*The object of research in this work is the power unit of the WWER-1000 nuclear power plant, which operates in the “H” mode. The algorithm of operation of the power unit in this mode is analyzed in the article. The basic control programs, as well as the latest publications on the operation of nuclear power units of this type were studied.*

*A study of the operation in the “H” mode of the automatic power regulator of the unit and the turbine regulator. By simulating the operation of the power unit in the software environment Matlab Simulink, the acceleration curves of the control object were obtained on the channels “Displacement of CR group  $\Delta h$  – Electric power N” and “Displacement of CR group  $\Delta h$  – Pressure in the steam pipeline  $\Delta P$ ”.*

*As a result of the study, graphs of transients were constructed on the channels “Displacement of CR group  $\Delta h$  – Electric power N” and “Displacement of CR group  $\Delta h$  – Pressure in the steam pipeline  $\Delta P$ ” and determined their characteristics.*

**Key words:** *automated process control system, automatic power regulator, turbine regulator, nuclear power plant, WWER-1000 power unit, “H” mode.*