

Національний університет «Одеська політехніка»
Міністерство освіти і науки України

Національний університет «Одеська політехніка»
Міністерство освіти і науки України

Кваліфікаційна наукова
праця на правах рукопису

Петік Тая Володимирівна

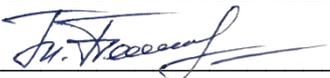
УДК 621.1

ДИСЕРТАЦІЯ

**Удосконалення АСУ ТП за рахунок пошуку меж використання
математичних моделей урахування внутрішніх збурень ЯЕУ**
Спеціальність 151 – Автоматизація та комп'ютерно-інтегровані технології
Галузь знань 15 – Автоматизація та приладобудування

Подається на здобуття наукового ступеня доктора філософії

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


_____ Т. В. Петік

Науковий керівник Лобачев М. В. кандидат технічних наук, доцент

Одеса -2024

АНОТАЦІЯ

Петік Т. В. Удосконалення АСУ ТП за рахунок пошуку меж використання математичних моделей урахування внутрішніх збурень ЯЕУ. – Кваліфікаційна робота на правах рукопису.

Дисертація на здобуття наукового ступеня доктора філософії за спеціальністю 151 – Автоматизація та комп'ютерно-інтегровані технології. – Національний університет «Одеська політехніка», МОН України, Одеса, 2024.

Дисертаційна робота присвячена розробці умов безпечної експлуатації та забезпечення керованості та сталості виробництва енергії в ядерній енергетичній установці при перехідних процесах в реакторі за рахунок удосконалення математичних моделей та методів оптимізації автоматизованої системи управління потужністю ядерної енергетичної установки з ВВЕР-1000, які використовують межі використання представлення існуючих внутрішніх збурень активної зони.

У першому розділі «Моделювання АСУ ТП енергетичних об'єктів. Проблеми і тенденції галузі енергетики» одержано такі результати:

– Було проведено аналіз поточного стану ядерної енергетики у світі. Розглянуто наявні проблеми в системах управління АЕС та технологічні тенденції автоматизації для їх вирішення .

– Розглянуто технології, що вже використовуються або є експериментальними, та ті, що тільки впроваджуються в системи управління енергоблоків АЕС задля забезпечення безпечної експлуатації, а також ризики пов'язані з позаштатними ситуаціями на АЕС.

– Проведено аналіз методів автоматизованого управління ядерними енергетичними установками (ЯЕУ) з використанням різноманітних підходів та технологій. Проаналізовані різні варіанти автономного керування АЕС, зокрема використання нейронних мереж та глибокого навчання, які дозволяють розглянути нові можливості для оптимізації та підвищення

ефективності управління, також використання різних алгоритмів та інформаційних технологій параметричної оптимізації оптимізації для управління ЯЕУ, що показує широкий спектр можливостей для вдосконалення процесів регулювання та оптимізації роботи реакторів, та моделі і методи автоматизованого управління ЯЕУ, що є базою для практичного впровадження нових підходів до управління енергетичними системами, що дозволить підвищити їхню ефективність, безпеку та стабільність.

У другому розділі «Математичне моделювання енергоблоку з реактором з водою під тиском як об'єкта керування» одержано такі результати:

– Отримала подальший розвиток тривимірна математична модель активної зони АЕС з ВВЕР-1000, яка на відміну від існуючих, реалізувала можливість розрахунку вектору керуючого впливу на основі характеристик гомогенного і гетерогенного поглиначів нейтронів, що дало змогу автоматизованого управління в реальному часі при компенсації зовнішніх збурень для підтримки сталості регулюючого параметру у вигляді електричної потужності та кількісної міри сталості реактора у вигляді аксіального офсету як міри безпеки експлуатації.

– Представлена комплексна математична модель енергоблоку АЕС з реактором ВВЕР-1000. Вона складається з моделі реактора, що охоплює моделі кінетики реактора, енерговиділення, теплопередачі, ефектів реактивності, а також з математичних моделей парогенератора, турбогенератора та інших важливих систем.

– Модель ЯЕУ розглядається як розподілена в просторі багатозонна модель, де кожна комірка є моделлю з зосередженими параметрами. Модель включає керуючі впливи: зміну концентрації борної кислоти та положення регулюючих стрижнів. Математична модель кінетики враховує не тільки реакції поділу ядер ^{235}U , а й утворення та поділ ядер ^{239}Pu , що значно розширює можливості точкової моделі та забезпечує більш точне відтворення динаміки реактора. Модель енерговиділення враховує енергію утворену під час поділу

ядер ^{235}U та ^{239}Pu , а модель теплопередачі надає деталізований опис теплових процесів у реакторі. Моделі ефектів реактивності враховують вплив різних факторів, таких як регулююча група, концентрація борної кислоти, зміна потужності та температури. Ці моделі дозволяють аналізувати та контролювати збурення реактивності в аварійних ситуаціях.

– Модель парогенератора включає детальний опис процесів теплообміну та утворення пари, зосереджуючись на важливості підтримання сталість рівня живильної води. Запропоновані рівняння системи для парогенератора описують зв'язки між різними параметрами, такими як об'єм живильної води, маса та об'єм утвореної пари, температурні та теплові впливи, тиск пари і витрата пари. Ці рівняння дозволяють детально моделювати та досліджувати процеси в парогенераторі для забезпечення безпеки та ефективності технологічних процесів.

– Модель турбогенератора враховує важливі аспекти динаміки турбогенераторного агрегату, включаючи взаємодію турбіни та генератора. Модель описує динаміку турбогенераторного агрегату, враховуючи зміни в потужності генератора, тиску пари та частоті обертань ротора турбіни. Ця модель важлива для вивчення та контролю швидких процесів у реакторі.

– Застосування моделі урахування запізнювання теплоносія дозволяє враховувати обмежену швидкість переміщення теплоносія та його вплив на теплові процеси.

– Представлені математичні моделі не лише враховують ключові процеси у ЯЕУ, але й надають можливості для управління та оптимізації реакторів типу ВВЕР. Ці моделі є важливим інструментом для подальших досліджень, прогнозування та управління енергетичними процесами, оптимізації роботи реактора та покращення систем управління ядерною енергетичною установкою. Вони відкривають можливості для проведення чисельних експериментів та удосконалення проектування ядерних реакторів,

що сприяє розвитку безпечної та ефективної ядерної енергетики у різних умовах експлуатації.

В третьому розділі «Імітаційне моделювання керування енергоблоком з ВВЕР-1000 при внутрішніх та зовнішніх збуреннях» виконано наступне:

– Представлена спрощена схема структури розподіленої моделі активної зони реактора. Модель розподілена на зони за висотними шарами $y(1 \dots 10)$, на сектори за сегментами 60° симетрії $x(1 \dots 6)$ та на ділянки групи ТВЗ всередині сектора за строком експлуатації $z(1 \dots 4)$. Кожен висотний шар складається з 163 елементарних комірок ТВЗ, а кожен сектор симетрії з 27 елементарних комірок, центральна ТВЗ не входить до жодного сектору симетрії.

– Представлена комплексна комп'ютерна імітаційна модель енергоблоку як об'єкта керування, що складається з моделі реактора, яка включає в себе імітаційні моделі розподіленої активної зони реактора, кінетики реактора, енерговиділення, передачі енергії паливу і теплоносія, ефектів реактивності, з моделями парогенератора, турбогенератора та урахування запізнювання теплоносія в трубопроводах.

– Розглянуті статичні програми регулювання потужності енергоблоку з постійною середньою температурою теплоносія в першому контурі, з постійною температурою теплоносія на вході в реактор, з постійним тиском і температурою насичення пари у другому контурі, зі змінним тиском у 2-му контурі. Були розглянуті їх особливості, переваги та недоліки, що дало можливість сформулювати вектор подальших досліджень.

– Проведено систематизацію та аналіз різних програм регулювання потужності енергоблоку. Результати систематизації представлені у вигляді таблиці. Були розглянуті програми управління з постійною середньою температурою теплоносія в першому контурі, з постійною температурою теплоносія на вході в реактор, з постійним тиском і температурою насичення пари в другому контурі, а також з тиском, що змінюється в другому контурі. Проведена систематизація дозволяє краще зрозуміти особливості кожної

програми керування потужністю енергоблоку та прийняти обґрунтовані рішення при виборі оптимальної стратегії керування для конкретних умов експлуатації.

– Отримав подальший розвиток метод автоматизованого управління плановою зміною потужності ЯЕУ з ВВЕР–1000, який складається з трьох контурів керування, один з яких підтримує зміну потужності реактора за рахунок рівноважної моделі концентрації БК в теплоносії, другий підтримує необхідне значення аксіального офсету зміною положення регулюючих стрижнів ОР СУЗ, а третій температурний режим теплоносія за рахунок регулювання положення головних клапанів ТГ.

В четвертому розділі «Вдосконалена автоматична система регулювання потужності енергоблоку АЕС з ВВЕР–1000» досягнуто мету дисертаційного дослідження, а саме:

– Розглянуто різні підходи до управління реактором у маневреному режимі. Вивчено методи офсетно-офсетних фазових діаграм, цуга, «мода-Х», просторової локалізації ксенонових процесів, підтримки рівноважного та постійного аксіального офсету. Аналіз методів управління дозволив виявити їх ефективність та застосовність у різних сценаріях експлуатації ЯЕУ з ВВЕР-1000. Дослідження вказують на ефективність управління аксіальним офсетом, а також можливість зниження ксенонових перехідних процесів та мінімізації водообміну під час використання відповідних методів управління. Таким чином, дослідження наголосило на важливості розробки та застосування оптимальних стратегій управління енерговиділенням активної зони ВВЕР-1000 для забезпечення безпечної та стабільної роботи реактора в різних режимах експлуатації.

– Розроблено структурну схему автоматизованої системи управління для циклічного навантаження при зміні температурного поля ядерного реактора на основі взаємодії апроксимаційної моделі об'єкта та фізико-математичної моделі об'єкта отриманої за допомогою апроксимації Паде, для різних

статичних програм регулювання з метою забезпечення стійкості кількісної міри активної зони. Використовувалися методи аналізу та оптимізації процесів управління, а також моделювання та дослідження поведінки моделей реактора. Результати дослідження дозволили виявити ефективні стратегії управління, спрямовані на забезпечення стійкості кількісної міри активної зони при циклічному навантаженні та зміні температурного поля реактора. Було визначено оптимальну структуру системи управління, яка враховує різні динамічні процеси та особливості роботи ядерного реактора. Висновки дослідження підтвердили можливість ефективного управління ядерним реактором під час циклічного навантаження з використанням розробленої структурної схеми автоматизованої системи управління.

– Вдосконалена комп'ютерна система автоматизації ЯЕУ при зміні навантаження для забезпечення стабільного і контрольованого енерговиділення по об'єму активної зони реактора за прийнятих технологічних параметрів для підтримки сталості балансу в енергетичних контурах АЕС з ВВЕР за рахунок того, що в імітаційну структурну модель додатково інтегрується уявлення межі використання апроксимаційної або фізико-математичної моделей, які в залежності від умов сталості розв'язують задачу керування, що дає можливість мінімізувати поточні зовнішні та внутрішні збурення.

– Знайдена межа використання представлення внутрішніх збурень активної зони у вигляді фізико-математичної та апроксимаційної моделей для застосування в імітаційному моделюванні автоматизованої системи керування зміни потужності на АЕС з ВВЕР-1000. Зауважено, що збільшення допустимого відхилення від розрахункових значень реактивності за фізико-математичною моделлю сприятиме підвищенню вхідності значень реактивності, отриманих з апроксимаційною моделлю, до відповідного коридору відхилень, що є об'єктом дослідження меж використання внутрішніх збурень активної зони з метою забезпечення балансу між точністю

модельованих значень та часом моделювання процесу. Отримані результати можуть бути використані у подальших дослідженнях та розробках для підвищення ефективності та надійності роботи ядерних енергетичних установок.

Ключові слова: автоматизована система управління, перехідний процес, керованість, комп'ютерне імітаційне моделювання, методи оптимізації, математична модель, сталість виробництва енергії, керування потужністю, рівень живильної води, апроксимація Паде, лінійні диференціальні моделі, автоматизація, рівноважна модель концентрації, інформаційні технології параметричної оптимізації, ядерна енергетична установка.

СПИСОК ПУБЛІКАЦІЙ ЗДОБУВАЧА

Наукові праці, в яких опубліковано основні наукові результати дисертації:

1. Петік, Т. В. & Лисюк, Г. П. «Автоматична система регулювання рівня води в парогенераторі енергоблоку 1000МВт атомної електричної станції». *Вчені записки ТНУ імені В.І. Вернадського. Серія: технічні науки.* 2019; 30 (69) Ч. 2 № 3: 7–13. DOI: <https://doi.org/10.32838/2663-5941/2019.3-2/02>.
2. Петік, Т. В. & Давидов, В. О. «Розробка моделі процесу зміни рівня води в парогенераторі енергоблоку 1000 МВт атомної електричної станції». *Вчені записки ТНУ імені В.І. Вернадського. Серія: технічні науки.* 2020; 31 (70) Ч. 2 № 1: 40–45. DOI: <https://doi.org/10.32838/2663-5941/2020.1-2/08>.
3. Petik, T., Vataman, V. & Beglov, K. “Simulation of pressurized water reactor to find the best control solution”. *Energy Engineering and Control Systems.* 2021; 7 (2): 126–135. DOI: <https://doi.org/10.23939/jeecs2021.02.126>.

4. Vataman, V., Petik, T. & Beglov, K. “Mathematical model and method for automated power control of a nuclear power plant”. *Electronic Modeling*. 2022; 44 (4): 28–40. DOI: <https://doi.org/10.15407/emodel.44.04.028>.
5. Beglov, K. V., Odrekhovska, Y. O., Petik, T. V. & Vataman, V. V. “A method for searching the best static program for nuclear power unit control in the event of perturbations of different nature”. *Herald of Advanced Information Technology*. 2023; 6 (2): 139–151. DOI: <https://doi.org/10.15276/hait.06.2023.9>.
6. Beglov, K. V., Petik, T. V. & Vataman, V. V. “Analysis of models of an automatic power control system for a pressurized water reactor in dynamic mode with a change in the static control program”. *Proceedings of Odessa Polytechnic University*. 2023; 1 (67): 60–72. DOI: <https://doi.org/10.15276/opu.1.67.2023.08>.
7. Petik, T., Lobachev, M., Yavorskyi, O. & Holey, V. “Automatic Control System for Changing the Power of a Nuclear Power Unit”. *Electrotechnic and Computer Systems*. 2023; 38 (114): 40–45. DOI: <https://doi.org/10.15276/eltecs.38.114.2023.5>.
8. Петік, Т. В. & Лобачев, М. В. «Пошук меж представлення внутрішніх збурень активної зони ВВЕР-1000 у вигляді фізико-математичної та апроксимаційної моделей». *Електротехнічні та комп'ютерні системи*. 2024; 39 (115): 55–64. DOI: <https://doi.org/10.15276/eltecs.39.115.2024.6>.

Наукові праці, які засвідчують апробацію матеріалів дисертації:

9. Beglov K., Maksymova O., Petik T. Modelling of a nuclear power plant unit with WWER-1000 as a control object in power control mode // Сучасні аспекти модернізації науки: стан, проблеми, тенденції розвитку Матеріали XXXIV-ої Міжнародної науково-практичної конференції (07 липня 2023 року, м. Салоніки (Греція) дистанційно). <http://perspectives.pp.ua/public/site/conferency/conf-34.pdf>
10. Петік Т. В., Лобачев М. В. Моделювання розподіленої активної зони реактора з водою під тиском // Modern research in science and education.

Proceedings of the 6th International scientific and practical conference. BoScience Publisher. Chicago, USA. 2024. Pp. 170-174. URL: <https://sci-conf.com.ua/vi-mizhnarodna-naukovo-praktichna-konferentsiya-modern-research-in-science-and-education-8-10-02-2024-chikago-ssha-arhiv/>.

11. Petik T., Lobachev M. Approximation model as a basis for searching for the boundaries of representation of internal disturbances in the core of a pressurized water reactor // Advanced discoveries of modern science: experience, approaches and innovations. Proceedings of the V International Scientific and Theoretical Conference. Amsterdam, The Netherlands. February 23, 2024. Pp. 144-146. DOI: <https://doi.org/10.36074/scientia-23.02.2024>.

12. Petik T., Lobachev M. The guidelines for development of methods for control of energy release in a pressurized water reactor // Topical aspects of modern scientific research. Proceedings of the 6th International scientific and practical conference. CPN Publishing Group. Tokyo, Japan. 2024. Pp. 98-102. URL: <https://sci-conf.com.ua/vi-mizhnarodna-naukovo-praktichna-konferentsiya-topical-aspects-of-modern-scientific-research-22-24-02-2024-tokio-yaponiya-arhiv/>.

13. Petik T., Lobachev M. Structure of a multi-zone model of a pressurized water reactor // Débats scientifiques et orientations prospectives du développement scientifique. Proceedings of the VI International Scientific and Practical Conference. Paris, France. March 1, 2024. Pp. 230-233. DOI: <https://doi.org/10.36074/logos-01.03.2024.052>

ABSTRACT

Petik, T. V. Improvement of automated process control systems by searching for the boundaries of using mathematical models accounting the internal disturbances of nuclear power plants. – Qualifying scientific work as a manuscript.

Dissertation for obtaining the scientific degree of Doctor of Philosophy in specialty 151 - Automation and computer-integrated technologies. - Odesa Polytechnic National University, Ministry of Education and Science of Ukraine, Odesa, 2024.

The dissertation is devoted to the development of conditions for safe operation and ensuring the controllability and stability of energy production in a nuclear power unit during transient processes in the reactor by improving mathematical models and methods for optimizing the automated power control system of a nuclear power unit with VVER-1000, using the limits of use of the representation of existing internal disturbances of the core.

In the first section, “Modeling of automated process control systems for energy facilities. Energy Challenges and Trends” the following results are obtained:

- An analysis of the current state of nuclear energy in the world was carried out. Problems in NPP control systems and technological trends in automation for their solution are considered.

- Technologies that are already in use or are experimental, and those that are just being introduced into the control systems of NPP power units to ensure safe operation, as well as risks associated with emergency situations at NPPs are considered.

- An analysis of the methods of automated control of nuclear power unit using various approaches and technologies was carried out. Various options for autonomous control of nuclear power plants are analyzed, in particular the use of neural networks and deep learning, which allow considering new opportunities for optimization and increasing control efficiency, as well as the use of various

algorithms and information technologies of parametric optimization for NPP control, which shows a wide range of opportunities for improving control processes and optimizing the operation of reactors, and models and methods of automated NPP control, which are the basis for the practical implementation of new approaches to the control of energy systems, which will allow to increase their efficiency, safety and stability.

In the second section “Mathematical modeling of a power unit with a pressurized water reactor as a control object” the following results are obtained:

– The three-dimensional mathematical model of the core of the nuclear power plant with the VVER-1000 received further development, which, unlike the existing ones, implemented the possibility of calculating the control influence vector based on the characteristics of homogeneous and heterogeneous neutron absorbers, which allowed automated control in real time while compensating for external disturbances to maintain stability of the control parameter in the form of electrical power and a quantitative measure of the reactor stability in the form of axial offset as a measure of operational safety.

– A complex mathematical model of the NPP power unit with the VVER-1000 reactor is presented. It consists of a reactor model, covering models of reactor kinetics, energy release, heat transfer, reactivity effects, as well as mathematical models of steam generator, turbogenerator and other important systems.

– The nuclear power unit model is considered as a spatially distributed multi-zone model, where each cell is a model with concentrated parameters. The model includes control actions: changing the concentration of boric acid and the position of the regulating rods. The mathematical model of kinetics takes into account not only nuclear fission reactions of ^{235}U , and the formation and fission of nuclei ^{239}Pu , which significantly expands the capabilities of the point model and provides a more accurate reproduction of the reactor dynamics. The energy release model takes into account the energy generated during the fission of ^{235}U and ^{239}Pu nuclei, and the heat transfer model provides a detailed description of the thermal processes in the reactor.

Models of reactivity effects take into account the influence of various factors, such as the controlling group, the concentration of boric acid, the variation of power and temperature. These models allow analysis and control of reactivity disturbances in emergency situations.

- The steam generator model includes a detailed description of heat exchange and steam generation processes, focusing on the importance of maintaining a constant feed water level. The proposed system equations for a steam generator describe the relationships between various parameters, such as feed water volume, mass and volume of generated steam, temperature and heat effects, steam pressure and steam flow rate. These equations allow detailed modeling and investigation of processes in a steam generator to ensure safety and efficiency of technological processes.

- The turbogenerator model takes into account important aspects of the dynamics of the turbogenerator unit, including the interaction between the turbine and the generator. The model describes the dynamics of the turbogenerator unit, taking into account changes in generator power, steam pressure, and turbine rotor speed. This model is important for the study and control of fast processes in the reactor.

- The use of a coolant lag accounting model makes it possible to take into account the limited speed of coolant movement and its influence on thermal processes.

- The presented mathematical models not only take into account the key processes in nuclear power unit, but also provide opportunities for control and optimization of reactors of the VVER type. These models are an important tool for further research, forecasting and management of energy processes, optimization of reactor operation and improvement of nuclear power plant control systems. They open opportunities for conducting numerical experiments and improving the design of nuclear reactors, which contributes to the development of safe and efficient nuclear energy in various operating conditions.

In the third section “Simulation modeling of power unit control with VVER-1000 under internal and external disturbances” the following is performed:

– A simplified scheme of the structure of the distributed model of the active zone of the reactor is presented. The model is divided into zones according to height layers $y(1...10)$, into sectors according to segments of 60° symmetry $x(1...6)$ and into sections of the fuel assembly group within the sector according to the period of operation $z(1...4)$. Each height layer consists of 163 elementary cells of fuel assembly, and each sector of symmetry consists of 27 elementary cells, the central fuel assembly is not included in any sector of symmetry.

– A complex computer simulation model of the power unit as a control object is presented, consisting of a reactor model, which includes simulation models of the distributed reactor core, reactor kinetics, energy release, fuel and coolant energy transfer, reactivity effects, steam generator, turbogenerator models and taking into account the delay of the coolant in the pipelines.

– The considered static power unit control programs with a constant average temperature of the coolant in the first circuit, with a constant temperature of the coolant at the entrance to the reactor core, with constant pressure and saturation temperature of steam in the second circuit, with variable pressure in the second circuit. Their features, advantages and disadvantages were considered, which made it possible to formulate a vector of further research.

– Systematization and analysis of various power unit power control programs was carried out. The results of systematization are presented in the form of a table. Control programs with a constant average temperature of the coolant in the first circuit, with a constant temperature of the coolant at the entrance to the reactor, with a constant pressure and saturation temperature of the steam in the second circuit, as well as with a changing pressure in the second circuit were considered. The carried out systematization allows the better understanding of specifics of each power unit power control program and make informed decisions when choosing the optimal control strategy for specific operating conditions.

– The method of automated control of the planned power change of the VVER-1000 nuclear power unit has received further development, which consists of three control loops, one of which supports the change in reactor power due to the equilibrium model of the boric acid concentration in the coolant, the second supports the required value of the axial offset by changing the position of the control rods, and the third supports temperature mode of the coolant due to the adjustment of the position of the main valves of the TG.

In the fourth section “Improved automatic power control system of the NPP power unit with VVER-1000” the goal of the dissertation research was achieved, namely:

– Various approaches to controlling the reactor in maneuverable mode are considered. The methods of offset-offset phase diagrams, train, "mode-X", spatial localization of xenon processes, maintenance of equilibrium and constant axial offset were studied. The analysis of control methods made it possible to reveal their effectiveness and applicability in various scenarios of operation of nuclear power unit with VVER-1000. Studies indicate the effectiveness of axial offset control, as well as the possibility of reducing xenon transients and minimizing water exchange when using appropriate control methods. Thus, the study emphasized the importance of developing and applying optimal strategies for controlling the energy release of the core of the VVER-1000 to ensure the safe and stable operation of the reactor in various operating modes.

– A structural diagram of an automated control system for cyclic loading when the temperature field of a nuclear reactor changes, based on the interaction of the approximation model of the object and the physico-mathematical model of the object obtained using the Padé approximation, for various static control programs in order to ensure the stability of the quantitative measure of the core, has been developed . The methods of analysis and optimization of control processes, as well as modeling and research of the behavior of reactor models were used. The results of the research made it possible to identify effective management strategies aimed at ensuring the

stability of the quantitative measure of the core during cyclic loading and changes in the temperature field of the reactor. The optimal structure of the control system, which takes into account various dynamic processes and features of the nuclear reactor, was determined. The research findings confirmed the possibility of effective control of the nuclear reactor during cyclic loading using the developed structural diagram of the automated control system.

– An improved computer system for NPP automation during load changes to ensure stable and controlled energy release over the volume of the reactor core under the accepted technological parameters to maintain the stability of the balance in the power circuits of NPPs with VVER due to the fact that the representation of limits is additionally integrated into the simulation structural model the use of approximation or physical and mathematical models, which, depending on the stability conditions, solve the control problem, which makes it possible to minimize current external and internal disturbances.

– The limit of using the representation of internal disturbances of the core in the form of physical and mathematical and approximation models for use in the simulation modeling of the automated power change control system at the VVER-1000 nuclear power plant was found. It is noted that increasing the permissible deviation from the calculated values of reactivity according to the physical and mathematical model will contribute to increasing the input of the reactivity values obtained with the approximation model to the corresponding corridor of deviations, which is the object of research on the limits of the use of internal disturbances of the core in order to ensure a balance between the accuracy of the modeled values and process simulation time. The obtained results can be used in further research and development to improve the efficiency and reliability of nuclear power unit.

Keywords: automatic control system, transient process, controllability, computer simulation modeling, optimization methods, mathematical model, stability of energy production, power maneuvering, feed water level, Padé approximation,

linear differential models, automation, equilibrium concentration model, information technology parametric optimization, nuclear power unit.

LIST OF PUBLICATIONS OF THE ACQUIRER

Scientific works in which the main scientific results of the dissertation are published:

1. Petik, T. V. & Lysiuk, H. P. «Avtomatychna systema rehuliuвання rivnia vody v paroheneratori enerhobloku 1000MVt atomnoi elektrychnoi stantsii». *Vcheni zapysky TNU imeni V.I. Vernadskoho. Serii: tekhnichni nauky*. 2019; 30 (69) Ch. 2 № 3: 7–13. DOI: <https://doi.org/10.32838/2663-5941/2019.3-2/02>.
2. Petik, T. V. & Davydov, V. O. «Rozrobka modeli protsesu zminy rivnia vody v paroheneratori enerhobloku 1000 MVt atomnoi elektrychnoi stantsii». *Vcheni zapysky TNU imeni V.I. Vernadskoho. Serii: tekhnichni nauky*. 2020; 31 (70) Ch. 2 № 1: 40–45. DOI: <https://doi.org/10.32838/2663-5941/2020.1-2/08>.
3. Petik, T., Vataman, V. & Beglov, K. “Simulation of pressurized water reactor to find the best control solution”. *Energy Engineering and Control Systems*. 2021; 7 (2): 126–135. DOI: <https://doi.org/10.23939/jeecs2021.02.126>.
4. Vataman, V., Petik, T. & Beglov, K. “Mathematical model and method for automated power control of a nuclear power plant”. *Electronic Modeling*. 2022; 44 (4): 28–40. DOI: <https://doi.org/10.15407/emodel.44.04.028>.
5. Beglov, K. V., Odrekhovska, Y. O., Petik, T. V. & Vataman, V. V. “A method for searching the best static program for nuclear power unit control in the event of perturbations of different nature”. *Herald of Advanced Information Technology*. 2023; 6 (2): 139–151. DOI: <https://doi.org/10.15276/hait.06.2023.9>.
6. Beglov, K. V., Petik, T. V. & Vataman, V. V. “Analysis of models of an automatic power control system for a pressurized water reactor in dynamic mode with a change in the static control program”. *Proceedings of Odessa Polytechnic University*. 2023; 1 (67): 60–72. DOI: <https://doi.org/10.15276/opu.1.67.2023.08>.

7. Petik, T., Lobachev, M., Yavorskyi, O. & Holey, V. “Automatic Control System for Changing the Power of a Nuclear Power Unit”. *Electrotechnic and Computer Systems*. 2023; 38 (114): 40–45. DOI: <https://doi.org/10.15276/eltecs.38.114.2023.5>.

8. Petik, T. V. & Lobachev, M. V. «Poshuk mezh predstavlenia vnutrishnikh zburen aktyvnoi zony VVER-1000 u vyhliadi fizyko-matematychnoi ta aproksymatsiinoi modelei». *Elektrotekhnichni ta kompiuterni systemy*. 2024; 39 (115): 55–64. DOI: <https://doi.org/10.15276/eltecs.39.115.2024.6>.

Published works of approbation nature:

9. Beglov K., Maksymova O., Petik T. Modelling of a nuclear power plant unit with WWER-1000 as a control object in power control mode // Suchasni aspekty modernizatsii nauky: stan, problemy, tendentsii rozvytku Materialy XXXIV-oi Mizhnarodnoi naukovo-praktychnoi konferentsii (07 lypnia 2023 roku, m. Saloniky (Hretsiia) dystantsiino). <http://perspectives.pp.ua/public/site/conferency/conf-34.pdf>

10. Petik T. V., Lobachev M. V. Modeliuvannia rozpodilenoj aktyvnoi zony reaktora z vodoiu pid tyskom // Modern research in science and education. Proceedings of the 6th International scientific and practical conference. BoScience Publisher. Chicago, USA. 2024. Pp. 170-174. URL: <https://sci-conf.com.ua/vi-mizhnarodna-naukovo-praktichna-konferentsiya-modern-research-in-science-and-education-8-10-02-2024-chikago-ssha-arhiv/>.

11. Petik T., Lobachev M. Approximation model as a basis for searching for the boundaries of representation of internal disturbances in the core of a pressurized water reactor // Advanced discoveries of modern science: experience, approaches and innovations. Proceedings of the V International Scientific and Theoretical Conference. Amsterdam, The Netherlands. February 23, 2024. Pp. 144-146. DOI: <https://doi.org/10.36074/scientia-23.02.2024>.

12. Petik T., Lobachev M. The guidelines for development of methods for control of energy release in a pressurized water reactor // Topical aspects of modern scientific research. Proceedings of the 6th International scientific and practical conference. CPN Publishing Group. Tokyo, Japan. 2024. Pp. 98-102. URL: <https://sci-conf.com.ua/vi-mizhnarodna-naukovo-praktichna-konferentsiya-topical-aspects-of-modern-scientific-research-22-24-02-2024-tokio-yaponiya-arhiv/>.

13. Petik T., Lobachev M. Structure of a multi-zone model of a pressurized water reactor // Débats scientifiques et orientations prospectives du développement scientifique. Proceedings of the VI International Scientific and Practical Conference. Paris, France. March 1, 2024. Pp. 230-233. DOI: <https://doi.org/10.36074/logos-01.03.2024.052>

ЗМІСТ

ПЕРЕЛІК УМОВНИХ ПОЗНАЧЕНЬ.....	22
ВСТУП	23
РОЗДІЛ 1. МОДЕЛЮВАННЯ АСУ ТП ЕНЕРГЕТИЧНИХ ОБ’ЄКТІВ. ПРОБЛЕМИ І ТЕНДЕНЦІЇ ГАЛУЗІ ЕНЕРГЕТИКИ	30
1.1 Електроенергія для людини. Питання регулювання, контролю та розвитку	30
1.2 Питання безпеки на АЕС.....	34
1.3 Автономне керування АЕС. Використання нейронних мереж та глибокого навчання	44
1.4 Використання різних алгоритмів оптимізації для управління ЯЕУ	48
1.5 Моделі та методи автоматизованого управління ЯЕУ	51
1.6 Постановка задачі дослідження.....	60
1.7 Висновки до розділу	63
РОЗДІЛ 2. МАТЕМАТИЧНЕ МОДЕЛЮВАННЯ ЕНЕРГОБЛОКУ З РЕАКТОРОМ З ВОДОЮ ПІД ТИСКОМ ЯК ОБ’ЄКТА КЕРУВАННЯ	65
2.1 Енергоблок з реактором з водою під тиском	65
2.2 Математична модель реактора.....	71
2.3. Математична модель парогенератора.....	80
2.4. Математична модель турбогенератора	84
2.5. Математична модель урахування запізнювання теплоносія у трубопроводах	85
2.6. Математична модель енергоблоку як об’єкта керування	86
2.7 Висновки до розділу	92
РОЗДІЛ 3. ІМІТАЦІЙНЕ МОДЕЛЮВАННЯ КЕРУВАННЯ ЕНЕРГОБЛОКОМ З ВВЕР-1000 ПРИ ВНУТРІШНІХ ТА ЗОВНІШНІХ ЗБУРЕННЯХ.....	94
3.1. Засади управління реакторними системами.....	95

3.2. Структура багатозонної моделі реактору	103
3.3. Імітаційна модель реактора.....	106
3.4. Імітаційна модель парогенератора	117
3.5. Імітаційна модель турбогенератора	117
3.6. Імітаційна модель урахування запізнювання теплоносія в трубопроводах	118
3.7. Імітаційна модель енергоблоку як об'єкта керування	118
3.8. Програми регулювання потужності енергоблоку АЕС.....	119
3.9. Висновки до розділу	132
РОЗДІЛ 4. ВДОСКОНАЛЕНА АВТОМАТИЧНА СИСТЕМА УПРАВЛІННЯ ПОТУЖНІСТЮ ЕНЕРГОБЛОКУ АЕС З ВВЕР-1000.....	134
4.1. Методи управління енерговиділенням ВВЕР-1000.....	134
4.2. Перемикання статичних програм регулювання потужності ЯЕУ з ВВЕР-1000 безударним методом	139
4.3. Імітаційне моделювання внутрішніх процесів ЯЕУ з ВВЕР-1000.....	142
4.4. Моделювання та розробка структури автоматизованої системи управління ЯЕУ	145
4.5. Пошук меж використання представлення внутрішніх збурень активної зони	148
4.6. Висновки до розділу	176
ВИСНОВКИ.....	178
СПИСОК ВИКОРИСТАНИХ ДЖЕРЕЛ.....	182
ДОДАТОК А.....	200
ДОДАТОК Б	203

ПЕРЕЛІК УМОВНИХ ПОЗНАЧЕНЬ

PWR – водо-водяний енергетичний реактор

ЯЕУ – ядерна енергетична установка

АЕС – атомна електростанція

ТВЗ – тепловиділяюча збірка

ВВЕР – реактор з водою під тиском

ОР СУЗ – орган регулювання системи управління та захисту

ТВЕЛ – тепловиділяючий елемент

ЕК – елементарна комірка

РУ – реакторна установка

ТАУ – теорія автоматизованого управління

ВСТУП

У світі атомна енергетика займає значну частку енергетичного сектора, її важливість підтверджується заходами багатьох країн щодо розвитку та будівництва нових атомних енергоблоків. Вона відіграє ключову роль у стабілізації та підтримці роботи електроенергетичних систем у різних сферах, від побутових потреб до важливих виробничих процесів та медичних застосувань. Важливість атомної енергетики підкреслюється й тим, що вона забезпечує стабільну, ефективну та екологічно безпечну генерацію електроенергії. Це робить атомну енергетику ключовим компонентом у стратегіях енергетичної безпеки та стійкості.

Враховуючи сьогоденні реалії варто розуміти, що атомна енергетика знаходиться водночас на вигідних позиціях економічного та політичного зростання попиту на безпечну, дешеву та екологічну енергію та в небезпечних умовах антропогенних впливів та факторів. Зважаючи на це стан енергетики в сучасних умовах потребує підвищення безпеки експлуатації енергоблоків АЕС. Енергоефективність та безпека функціонування ядерних енергетичних установок атомних електростанцій, є актуальною проблемою, оскільки вони забезпечують значну частку електричної енергії та є ключовим елементом енергетичного комплексу. В цьому контексті особливою увагою відзначається задача керування реакторами, зокрема забезпечення стабільності їхньої роботи в перехідних режимах. Розвиток АСУ ТП АЕС є важливим кроком у підвищенні ефективності та надійності роботи ЯЕУ.

Одним із напрямків удосконалення АСУ ТП АЕС є використання математичних моделей, які ураховують внутрішні збурення реакторів. Знайти межі використання таких моделей та оптимальні параметри моделювання стає завданням важливим для забезпечення балансу між точністю модельованих значень та часом моделювання процесу. Визначення цих меж і параметрів є

необхідною передумовою для подальшого вдосконалення АСУ ТП та підвищення ефективності та надійності ЯЕУ.

В даному дослідженні здійснено аналіз та синтез різних математичних моделей для використання в імітаційному моделюванні АСУ зміни потужності на АЕС з ВВЕР-1000. Результатом цього аналізу є знаходження меж використання фізико-математичних та апроксимаційних моделей, які враховують внутрішні збурення активної зони. Отримані результати є важливим внеском у розвиток систем управління ЯЕУ та можуть бути використані у подальших дослідженнях та розробках для підвищення ефективності та надійності роботи ядерних енергетичних установок.

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

Дисертаційна робота виконана відповідно до планів, затверджених Міністерством освіти і науки України, які виконано в Національному університеті «Одеська політехніка» і є складовою частиною держбюджетних НДР за темами: «Підвищення ефективності комп'ютерно-інтегрованих систем управління (КІСУ) за рахунок моделювання нелінійних високоенергетичних динамічних процесів», НДР № 235-47 (№0123U102484) і «Розробка моделі і методу ефективного керування експлуатацією енергоустановок від поновлюваних джерел енергії для забезпечення балансу енергосистеми», НДР № 205-55 (№0122U000565).

Мета й завдання дослідження.

Мета дисертаційної роботи полягає у розробці умов безпечної експлуатації ядерної енергетичної установки в динамічних режимах за рахунок розробки схеми автоматизованої системи управління для циклічного навантаження на базі різних моделей математичного уявлення, які застосовуються для пошуку меж використання представлення існуючих внутрішніх збурень активної зони у вигляді фізико-математичної або апроксимаційної моделей для пошуку можливих структур технічних засобів для керування.

Для досягнення мети були поставлені й вирішені наступні задачі:

– удосконалити тривимірну математичну модель активної зони ядерного реактора типу ВВЕР, для можливості розрахунку вектору керуючого впливу на основі характеристики гомогенного і гетерогенного поглиначів нейтронів;

– удосконалити метод автоматизованого управління плановою зміною потужності ЯЕУ з ВВЕР–1000, на базі математичної моделі реактивності активної зони;

– розробити схему автоматизованої системи управління для циклічного навантаження при змінні температурного поля ядерного реактора на базі різних моделей математичного уявлення, для відомих статичних програм регулювання;

– знайти межу використання представлення існуючих внутрішніх збурень активної зони у вигляді фізико-математичної або апроксимаційної моделей для використання в імітаційному моделюванні для аналізу структур керування.

Об'єкт дослідження – математичні моделі урахування внутрішніх збурень ЯЕУ.

Предмет дослідження – межі використання математичних моделей ЯЕУ з урахуванням внутрішніх збурень.

Методи дослідження. Для вивчення показників ефективності та безпеки реактора ВВЕР-1000 в перехідних режимах та аналізу існуючих систем автоматичного регулювання використовувалося наукове узагальнення й систематизація. При розробці математичної моделі реактора використовувалися теоретичні засади формування рівнянь матеріального балансу та чисельні методи розв'язання диференціальних рівнянь. Для реалізації автоматизованої системи керування використовувалися методи імітаційного моделювання та теорії автоматичного керування. Пошук меж використання математичних моделей урахування внутрішніх збурень ЯЕУ

включав числові методи аналізу та узагальнення результатів, а також апроксимацію експериментальних даних для побудови спрощених моделей.

Наукова новизна одержаних результатів.

1. Отримано подальший розвиток тривимірної математичної моделі активної зони ядерного реактора типу ВВЕР, яка на відміну від існуючих, реалізувала можливість розрахунку вектору керуючого впливу на основі характеристик гомогенного і гетерогенного поглиначів нейтронів, що дало змогу автоматизованого управління в реальному часі при компенсації зовнішніх збурень для підтримки сталості регулюючого параметру у вигляді електричної потужності та кількісної міри сталості реактора у вигляді аксіального офсету як міри безпеки експлуатації.

2. Отримав подальший розвиток методу автоматизованого управління плановою зміною потужності ЯЕУ з ВВЕР–1000, на базі математичної моделі реактивності активної зони, за допомогою якої можна розраховувати стани керування коли немає необхідності пригнічувати збурення викликані зміною концентрації ксенону для зменшення зміни концентрації борної кислоти і тим самим підтримувати кількісну міру стабільності реактора який складається з трьох контурів керування, один з яких підтримує зміну потужності реактора за рахунок регулювання концентрації БК в теплоносії, другий підтримує необхідне значення аксіального офсету шляхом зміни положення стрижнів СУЗ, а третій температурний режим теплоносія за рахунок регулювання положення головних клапанів ТГ, який відрізняється від відомих тим що для забезпечення стабільності енерговиділення в АКЗ при зміні її потужності за нормальних умов експлуатації реактора процес керування потужності: по-перше реалізується на малому проміжку часу як зміна завдання керування потужності при стабільній поточній потужності (принцип керування по відхиленню) і по друге використання внутрішньо притаманної властивості активної зони (отруєння-розотруєння реактора) при зміні потужності, що

дозволило підтримувати сталість балансу виробництва та споживання енергії в ядерній установці.

3. Вдосконалено комп'ютерну систему автоматизації АЕС з ВВЕР при зміні навантаження ядерного реактора для забезпечення стабільного і контрольованого енерговиділення по об'єму активної зони реактора за прийнятих технологічних параметрів для підтримки сталості балансу в енергетичних контурах АЕС з ВВЕР за рахунок того, що в імітаційну структурну модель додатково інтегрується уявлення межі використання апроксимаційної або фізико-математичної моделей, які в залежності від умов сталості розв'язують задачу керування, що дає можливість мінімізувати поточні зовнішні та внутрішні збурення.

Практичне значення одержаних результатів. На основі дисертаційного дослідження можливе вдосконалення комп'ютерної системи автоматизації АЕС з ВВЕР при зміні навантаження ядерного реактора за рахунок інтеграції в імітаційну структурну модель уявлення меж використання апроксимаційної або фізико-математичної моделей, які в залежності від умов сталості розв'язують задачу керування, що дає можливість мінімізувати поточні зовнішні та внутрішні збурення

Основні положення дисертаційного дослідження впроваджено в Національному університеті «Одеська політехніка» при підготовці бакалаврів та магістрів за напрямом «Автоматизація та комп'ютерно-інтегровані технології» в Інституті штучного інтелекту та робототехніки (ІШІР) на кафедрі «Програмних і комп'ютерно-інтегрованих технологій» при викладанні наступних дисциплін: Автоматизація виробничих процесів; Моделювання процесів і систем; Сучасні системи керування; Оптимальні та адаптивні системи управління.

Особистий внесок здобувача. Наукові результати, викладені в дисертаційній роботі автором отримано самостійно. У наведених публікаціях здобувачем зроблено наступне: в [1] – запропонована трьохімпульсна АСР

рівня води в парогенераторі енергоблоку з ВВЕР-1000 з ПІ-регулятором; в [2] – запропонована модель процесу зміни рівня води в парогенераторах атомних електричних станцій з реакторами ВВЕР-1000 та взаємодії між парогенераторами, а також модернізація автоматизованої системи регулювання рівня води в паро-генераторі енергоблоку атомної електричної станції з ВВЕР-1000; в [3] – запропонована вертикально розподілена модель ядерного реактора та використання інформаційної технології для знаходження найкращого рішення з управління водо-водяним енергетичним реактором; в [4] – запропоновано математичну модель ядерної енергетичної установки (ЯЕУ) як об'єкта керування, яка включає багатозонну модель активної зони з розподіленими параметрами, що дає змогу врахувати її внутрішні властивості (у тому числі перехідні процеси на ксеноні), а також метод автоматизованого управління зміною потужності ЯЕУ з використанням трьох контурів управління; в [5, 6, 7] – досліджений метод безударного перемикавання статичних програм регулювання, та вирішено задачу оптимізації перемикавання статичних програм регулювання потужності за рахунок мінімізації цільової функції; в [8] – досліджено методи управління енерговиділенням, розв'язано задачу пошуку межі, що подібна до розв'язку задачі оптимального керування реактором, розроблено структурну схему автоматизованої системи управління та з'ясовано межі використання фізико-математичних та апроксимаційних моделей для забезпечення стійкості процесів управління; в [9] – розглянуто моделювання енергоблоку АЕС з ВВЕР-1000 як об'єкту управління у режимі управління потужністю; в [10] – запропонована вертикально розподілена модель реактора, яка дозволяє визначити аксіальний офсет, а також зробити аналіз поведінки теплових та нейтронно-фізичних процесів в окремих зонах активної зони; в [11] – запропонована структурна схема системи автоматичного регулювання циклічного навантаження при зміні температурного поля ядерного реактора, що ґрунтується на взаємодії апроксимаційної та фізико-математичної моделей; в [12] – представлений

аналіз методів управління енерговиділенням, а відповідно і потужністю активної зони водо-водяних реакторів АЕС; в [13] – представлена структура багатозонної моделі водо-водяного реактора.

Апробація результатів роботи.

Результати проведеного дисертаційного дослідження були представлені, обговорені і отримали схвалення на таких конференціях: XXXIV Міжнародна науково-практична конференція «Сучасні аспекти модернізації науки: стан, проблеми, тенденції розвитку» Салоніки, Греція. 2023; 6th International scientific and practical conference “Modern research in science and education” Chicago, USA. 2024; V International Scientific and Theoretical Conference “Advanced discoveries of modern science: experience, approaches and innovations” Amsterdam, The Netherlands. 2024; 6th International scientific and practical conference “Topical aspects of modern scientific research” Tokyo, Japan. 2024; VI International Scientific and Practical Conference “Débats scientifiques et orientations prospectives du développement scientifique” Paris, France. 2024.

Публікації. Результати наукових досліджень представлено в 8 друкованих працях у спеціалізованих наукових виданнях, рекомендованих МОН України, а також 5 тезах міжнародних конференцій.

Структура та обсяг роботи. Дисертація складається зі вступу, чотирьох розділів, висновків, додатків та списку використаних джерел з 120 найменувань. Загальний обсяг дисертаційної роботи становить 206 сторінок (з них 158 – основного тексту), 41 рисунок, 15 таблиць та 2 додатки.

РОЗДІЛ 1

МОДЕЛЮВАННЯ АСУ ТП ЕНЕРГЕТИЧНИХ ОБ'ЄКТІВ. ПРОБЛЕМИ І ТЕНДЕНЦІЇ ГАЛУЗІ ЕНЕРГЕТИКИ

1.1 Електроенергія для людини. Питання регулювання, контролю та розвитку

Електроенергія для людини - це форма енергії, що отримується з електричних джерел і використовується для освітлення, нагріву, приводу механізмів, живлення електроприладів та інших цілей у повсякденному житті. Вона відіграє величезну роль у сучасному житті, забезпечуючи функціонування домашніх приладів, офісної техніки, промислового обладнання та багато іншого.

Електроенергія підтримує роботу безлічі систем, від освітлення та кондиціонування повітря до зарядки гаджетів та запуску автомобілів. Вона також використовується в медичній техніці, сільському господарстві та промисловості.

Слід зазначити, що електроенергія повинна вироблятися відповідно до нормативів та стандартів, щоб забезпечити надійність та якість електропостачання.

Енергетика - це галузь науки і техніки, яка вивчає виробництво, передачу, перетворення та використання енергії. Енергія може бути одержана з різних джерел, таких як паливо, сонячне випромінювання, вітер, водосилові ресурси та інші. Потім вона перетворюється на форму, яка може бути використана для освітлення, підігріву, приводу машин та інших цілей. Системи енергетики включають генератори, мережі передачі та розподілу енергії, а також технології для оптимізації ефективності та зменшення негативного впливу на навколишнє середовище. Енергетика відіграє важливу роль у житті сучасного суспільства, забезпеченні сталого економічного

зростання та покращення добробуту людей. Ядерна енергетика надає доступ до чистої, надійної та доступної енергії, що допомагає пом'якшити негативний вплив на зміну клімату. Вона займає значну частку у світовому енергетичному балансі, і очікується, що її використання зростатиме в найближчі десятиліття.

Ядерна енергетика має низку переваг. До них можна віднести низькі викиди парникових газів, оскільки при виробництві атомної електроенергії не виділяються вуглекислий газ (CO₂) та інші парникові гази, що суттєво скорочує внесок у зміну клімату. Не варто забувати про менший вплив атомної енергетики на навколишнє середовище порівняно з традиційною енергетикою, оскільки АЕС не виробляють викиди в атмосферу, такі як сірчані сполуки, азотні оксиди та інші шкідливі речовини. Крім того, вони займають менше площі, ніж багато альтернативних джерел енергії. Наступна важлива перевага – це висока енергетична щільність: Ядерне паливо має високу енергетичну щільність, що означає, що невелика кількість палива може забезпечити значну кількість енергії. Також перевагою є стабільність та надійність. Ядерні реакції на АЕС йдуть стабільно, і одне заправлення паливом може забезпечити енергією на тривалий період (роки). Це знижує залежність від постачання палива та коливання цін на нього. Економічна ефективність також є перевагою атомної генерації, і хоча паливо для ядерної енергетики досить дороге, але через високу енергетичну щільність воно має довгий термін служби, що означає низькі експлуатаційні витрати в довгостроковій перспективі. Важлива перевага з погляду сучасних енергетичних тенденцій — це незалежність від погодних умов, адже на відміну від сонячної та вітрової енергії ядерна енергетика не залежить від погодних умов і може працювати цілодобово.

Тим не менш, важливо враховувати і недоліки, такі як проблеми з утилізацією радіоактивних відходів, високі початкові капіталовкладення та проблеми безпеки.

Питаннями розвитку та забезпечення безпеки ядерної галузі займається МАГАТЕ (Міжнародне агентство з атомної енергії). МАГАТЕ – це

міжнародна організація, створена у 1957 році під егідою Організації Об'єднаних Націй. Основна мета МАГАТЕ полягає у заохоченні мирного використання атомної енергії та запобіганні поширенню ядерної зброї.

Ключові сфери діяльності МАГАТЕ включають:

- Контроль над ядерними матеріалами: МАГАТЕ розробляє та реалізує стандарти та процедури щодо безпечного зберігання та використання ядерних матеріалів, а також контролює їх обіг у мирних цілях.

- Ядерна безпека: Організація працює над підвищенням рівня безпеки ядерних установок та запобіганням ядерним аваріям. Вона розробляє стандарти та рекомендації для забезпечення безпеки в ядерній енергетиці.

- Профілактика поширення ядерної зброї: МАГАТЕ слідкує за дотриманням міжнародних норм та домовленостей щодо нерозповсюдження ядерної зброї. Вона надає сприяння країнам у розробці заходів щодо протистояння поширенню ядерних технологій та матеріалів.

- Мирне використання атомної енергії: МАГАТЕ підтримує розвиток мирного використання атомної енергії для цілей, таких як генерація електроенергії, медицина, наука та промисловість.

- Технічна допомога та навчання: Організація надає технічну підтримку та допомогу країнам-членам у розвитку та покращенні своїх ядерних програм та технологій.

- Міжнародне співробітництво: МАГАТЕ сприяє міжнародному співробітництву в галузі ядерної безпеки та розвитку атомної енергетики.

Спільними зусиллями країн-членів МАГАТЕ досягається мета організації, яка полягає у забезпеченні безпеки та мирного використання атомної енергії у всьому світі.

Інформація про різні аспекти роботи атомних електростанцій у всьому світі представлена у базі даних PRIS (Power Reactor Information System) розробленої МАГАТЕ.

Ця система включає дані про характеристики, виробничу потужність, безпеку, а також інші технічні та робочі деталі атомних електростанцій. PRIS надає актуальну та авторитетну інформацію для аналізу та порівняння атомних електростанцій, а також для підтримки прийняття рішень у сфері атомної енергетики.

Ця база даних відіграє важливу роль у зборі та аналізі даних про роботу атомних електростанцій по всьому світу та сприяє покращенню безпеки, надійності та ефективності атомної енергетики.

Так, згідно з PRIS, станом на жовтень 2023 року у світі діє 412 ядерних енергетичних реакторів сумарною потужністю 370 170 MWe, 58 ядерних енергетичних реакторів сумарною потужністю 60 207 MWe перебувають у процесі будівництва [82]. Крім того, для Франції, Словаччини та України частка атомної генерації у країні перевищує 50% [72].

Також розвитку атомної енергетики та впливу інвестицій у цю область сприяє визнання її «зеленою» та включення до таксономії ЄС [18].

Крім того, стрімко розвивається атомна енергетика на далекому сході. Про це свідчать дані систем PRIS. З урахуванням потужностей, що будуються, далекий схід перевершує поточного лідера в атомній генерації – Північну Америку.

Регулярно МАГАТЕ публікує серії видань в галузі атомної енергетики, ядерної безпеки та суміжних тем, в яких розглядаються різні питання, зокрема стосовно застосування інноваційних технологій на існуючих станціях та тих, що будуються, оптимізації систем відповідно до вимог часу, розробки нових систем управління та інше. Ці видання є цінним ресурсом для фахівців у галузі атомної енергетики, наукових дослідників та всіх, хто цікавиться ядерною енергетикою та її безпекою. Їх поширення сприяє обміну знань та досвідом у цій галузі.

У тому числі йдеться про застосування сучасних цифрових технологій на атомних станціях для покращення систем моніторингу та управління,

автоматизації виробничих процесів, аналізу великих обсягів даних, а також передбачення та запобігання можливим неполадкам та аварійним ситуаціям. Ці інновації відіграють важливу роль у підвищенні ефективності та безпеки ядерної енергетики, а також у зниженні негативного впливу на довкілля.

1.2 Питання безпеки на АЕС

Розвиток цифрових технологій у контексті атомної енергетики означає впровадження сучасних інформаційно-комунікаційних технологій та систем в управління та контроль атомними електростанціями. Це включає наступні аспекти:

- Автоматизація та контроль: Цифрові технології дозволяють автоматизувати безліч процесів на атомних електростанціях. Це включає контроль за роботою обладнання, збір і аналіз даних, регулювання виробництва енергії та багато іншого.

- Моніторинг та діагностика: Цифрові системи дозволяють безперервно відстежувати стан обладнання та процесів на атомних електростанціях. Це дозволяє виявляти проблеми та запобігати відмовам у роботі.

- Управління безпекою: Цифрові технології надають інструменти для більш ефективного керування безпекою на атомних електростанціях. Це включає системи моніторингу радіаційної безпеки, системи запобігання аваріям і т.д.

- Оптимізація ефективності та надійності: Цифрові системи дозволяють оптимізувати виробничі процеси та підвищити надійність роботи атомних електростанцій. Це може включати оптимізацію витрати палива, попередження аварійних ситуацій та ін.

- Аналіз даних та прогнозування: Цифрові технології дозволяють аналізувати великі обсяги даних, що допомагає у прийнятті більш точних рішень та прогнозуванні різних сценаріїв роботи атомної електростанції.

Розвиток цифрових технологій в атомній енергетиці спрямований на підвищення ефективності, безпеки та надійності роботи ядерних установок. Це також сприяє скороченню ризиків та підвищенню конкурентоспроможності атомної енергетики як середовища, що надає чисту та надійну енергію.

В наш час стрімко розвивається технологія штучного інтелекту, яка також може бути інтегрована у системи управління ЯЕУ. Стаття [32] розповідає про роль та потенціал штучного інтелекту (ШІ) у галузі ядерної енергетики. Вона обговорює унікальні переваги атомної енергії як чистого джерела енергії в епоху активної підтримки політики з низьким рівнем вуглецю. Стаття коротко вводить у сучасні алгоритми штучного інтелекту, такі як машинне навчання, глибоке навчання та еволюційні обчислення.

Автори оглядово розглядають та обговорюють кілька досліджень, присвячених використанню технік штучного інтелекту для оптимізації конструкції, роботи та технічного обслуговування ядерних реакторів. Вони підкреслюють існуючі перешкоди перед інтеграцією ШІ та технологій ядерних реакторів для вирішення реальних завдань, такі як брак експериментальних даних, проблеми інтерпретованості моделей та ін.

На закінчення статті пропонуються два напрямки для подальшого злиття ШІ та технологій ядерних реакторів: краща інтеграція предметних знань з підходами, заснованими на даних, для покращення моделей та їх стійкості, а також просування використання технологій зрозумілого штучного інтелекту (ХАІ) для підвищення прозорості та надійності моделей. Також обговорюється значимість застосування методів причинного навчання для вирішення проблем узагальнення поза розподілом даних (OODG).

У тому числі розвиток інформаційних технологій спричиняє появу нових програмних пакетів для збору, аналізу та відображення даних. Такі програми вимагають оновлених та інтуїтивних інтерфейсів користувача.

Приклад такого інтерфейсу, побудованого на основі відомого і раніше використовуваного коду CINDER [25, 34] розглядається в роботі [41].

У цій роботі йдеться про складнощі використання коду CINDER у контексті трансмутаційних обчислень в атомній енергетиці. Вказується, що хоча цей код вважається одним із найкращих у своїй області, він вимагає значних зусиль для підготовки вхідних файлів, аналізу результатів та обробки даних. Далі описується запропонований спосіб спрощення цього процесу за допомогою розробки графічного інтерфейсу користувача з використанням технології C#.NET, який дозволяє об'єднати необхідні коди і сценарії, а також спростити постобробку даних та інтеграцію з інструментами Microsoft Office. Крім того, в тексті йдеться про приклад застосування коду VCINDER з візуальним інтерфейсом C#.NET. Тобто це дослідження стосується розробки графічного інтерфейсу для спрощення роботи з кодом CINDER в контексті атомної енергетики. Це може бути важливим кроком у покращенні ефективності та зручності використання цього коду, що, у свою чергу, може мати позитивний вплив на розвиток ядерної технології.

Побудова та розробка нових систем управління та програмних засобів тягне за собою дуже актуальну в наш час проблему кібербезпеки. Особливо важливо враховувати аспекти кібербезпеки при розробці та впровадженні графічного користувальницького інтерфейсу у сфері атомної енергетики. Так, у контексті даного дослідження проблеми кібербезпеки можуть виникнути через такі аспекти:

- Вразливість графічного інтерфейсу. Якщо графічний інтерфейс користувача не захищений належним чином, це може зробити систему схильною до атак. Недостатній захист може призвести до несанкціонованого доступу або зміни даних.

- Безпека даних. Якщо графічний інтерфейс працює із секретною інформацією (наприклад, результати атомних розрахунків), необхідно забезпечити їх надійний захист від несанкціонованого доступу чи витоків.

- Використання зовнішніх ресурсів. Якщо інтерфейс взаємодіє із зовнішніми ресурсами (наприклад, завантаження файлів або обмін даними через мережу), необхідно вжити заходів для захисту від потенційних кібератак.

- Оновлення та патчі. Важливо регулярно оновлювати графічний інтерфейс і всі компоненти, що використовуються, щоб закривати виявлені вразливості і забезпечувати захист від відомих загроз.

- Аутентифікація та авторизація. Необхідно мати сильну систему аутентифікації та авторизації, щоб запобігти несанкціонованому доступу до функціоналу інтерфейсу.

- Моніторинг та аудит. Необхідно встановити механізми моніторингу подій, щоб швидко виявляти та реагувати на потенційні інциденти кібербезпеки.

- Навчання персоналу. Важливо навчити персонал, який використовує інтерфейс, правилам безпеки та управління ризиками, щоб уникнути випадкових загроз через людський фактор.

У роботі [7] приділяється увага цьому питанню. Розглядаються основні слабкі точки та пропонується структура для проектування безпечних цифрових систем управління.

У статті висвітлюються питання кібербезпеки в атомній галузі з упором на цифрові системи керування, мережі та людський фактор. Стаття починається з твердження, що життєвий цикл розробки традиційних атомних електростанцій вимагає оптимізації, щоб енергія, вироблена сучасними реакторами, була конкурентоспроможною. Одним із запропонованих способів оптимізації є цифровізація систем управління та контрольованих вимірювальних приладів атомної установки.

Цифровізація цих систем може підвищити ефективність електростанцій та їх конкурентоспроможність у плані затрат. Однак автори зазначають, що це також може створити нові проблеми в галузі кібербезпеки.

Далі пропонується для забезпечення надійного кіберзахисту критично важливих цифрових активів на ядерних об'єктах проводити докладний аналіз загроз і вразливостей у системах, мережах та пристроях. У статті розглядаються нещодавні дослідження, проведені в цій галузі, та пропонується класифікація потенційних шляхів поширення атак на оцифрованих ядерних об'єктах.

Наприкінці статті пропонується основа розробки системи керування атомними електростанціями, яка стійка до атак. Це може бути корисним при проектуванні безпечних систем управління реактором. Обговорення кіберризиків, уразливостей та методів захисту надає передове розуміння проблем безпеки цифрових ядерних об'єктів і є важливою основою для майбутніх досліджень у цій галузі.

Хоча проблема кібербезпеки на об'єктах підвищеної небезпеки є новим викликом сучасності, але не варто забувати про споконвічні проблеми ядерної галузі. Проблеми ядерної безпеки на атомних електростанціях (АЕС) включають ризики і виклики, пов'язані з виробництвом і використанням ядерної енергії. Основні ризики полягають у можливості виникнення аварій чи катастроф, які можуть призвести до викидів радіоактивних речовин у довкілля; у помилках чи некомпетентності операторів, інженерів та іншого персоналу, які можуть призвести до нещасних випадків та аварій; у схильності компонентів АЕС до зносу, корозії чи відмов, що може призвести до позаштатних ситуацій тощо.

Питання виникнення критичних ситуацій на ядерних об'єктах слід аналізувати та розглядати у контексті сучасної інфраструктури, для чого можливо та необхідно використовувати актуальні технології. У роботі [3] для моделювання критичних аварій використовують код медичної фізики.

Ця стаття присвячена оцінці радіологічного впливу для гіпотетичних сценаріїв аварії, що передбачаються на водо-водяному реакторі під тиском (PWR) в Умм-Хувайді на східному узбережжі Саудівської Аравії. Для проведення аналізу використовувався програмний код HotSpot 3.1.2 розроблений Ліверморською національною лабораторією Лоуренса, США. У роботі розглядалися різні сценарії аварії та їх вплив на довкілля та населення залежно від різних факторів, таких як класи стійкості (A, B, C, D, E та F).

Також у статті проводилася оцінка сумарного еквівалентного дозування (TEDE) для різних категорій населення та працівників АЕС на різних відстанях від джерела викиду. Аналізувалися різні шляхи влучення радіоактивних речовин (вдихання, занурення у воду, потрапляння на землю та повторне зважування) для двох сценаріїв аварії на різних відстанях.

Досліджено взаємозв'язок між TEDE і осадженням на землю при різних висотах викиду (10 м, 20 м, 30 м і 40 м) і встановлено, що вони мають зворотну залежність. Також було вивчено висоту інверсійного шару.

Ці аналізи спрямовані на оцінку потенційних радіологічних ризиків та розробку заходів щодо запобігання та мінімізації наслідків аварійних ситуацій на атомній електростанції в Умм-Хувайді.

Насамкінець, необхідно передбачити ефективні засоби зв'язку для попередження та інформування населення в зонах ризику. Для евакуації людей у небезпечних районах необхідно мати підходящі транспортні засоби. Крім того, слід розглянути можливість побудови нових укриттів для розміщення евакуйованих людей. Проведення щорічного перепису в зонах ризику дозволить підтримувати точну статистику кількості мешканців та їх розподілу, що, у свою чергу, дозволить коректно оцінити необхідні заходи та засоби для забезпечення безпеки.

Сучасне та повне моделювання, проте, неможливе без всебічного аналізу проблеми. Так роботи [87], [42], [9], [14] присвячені відстеженню інформації та виявленню аномалій та відмов.

Так, у роботі [87] обговорюється важливість включення інформації про технічне обслуговування при розробці прогностичних моделей для прогнозування часу відмови критично важливого обладнання на атомних електростанціях (АЕС) на довгостроковий період. У ній вказується, що незважаючи на те, що важливість підтримки обладнання в робочому стані та його хорошого обслуговування незаперечна, все ж таки часто не береться до уваги вплив цієї інформації на прогностичні моделі надійності.

Автори провели дослідження, в результаті якого вони з'ясували, що включення інформації про технічне обслуговування під час розробки прогностичних моделей, що залежать від технічного обслуговування, підвищує точність прогнозування більш ніж на 40% порівняно з традиційними моделями, які не враховують це обслуговування. Це дослідження наголошує на важливості використання інформації про технічне обслуговування в сучасному прогнозуванні промислового обладнання, особливо в контексті роботи атомних електростанцій.

Робота [42] розглядає метод виявлення та ізоляції несправностей (FDI) у датчиках, який застосовується для нелінійних систем з особливим упором на його застосування у ядерних реакторах з водою під тиском (PWR). Автори наголошують на важливості моніторингу датчиків у режимі реального часу для забезпечення стабільної продуктивності процесу та дотримання суворих заходів безпеки та екологічності, особливо в ядерних реакторах PWR. У роботі представлений метод FDI, який здатний виявляти та ізолювати несправності у датчиках, незалежно від структури моделі процесу. Це означає, що метод можна застосовувати до різних нелінійних систем без необхідності переглядати модель. Для реалізації цього методу автори використовують рекурентну нейронну мережу (RNN). RNN використовується для оцінки змінних стану процесу на основі вхідних та вихідних даних процесу, а також для побудови прогнозуючих моделей процесу. У рамках методу формується банк залишків змінних стану, де кожен залишок реагує на певний тип

несправності, але не реагує на інші. Це дозволяє створювати унікальні сигнатури для кожного типу несправності, що полегшує їхнє виявлення. Однією з переваг методу FDI, запропонованого в даній роботі, є те, що він не потребує історії помилок процесу чи моделей основних принципів. Це відрізняє його від інших існуючих методів, представлених у літературі. На закінчення автори уточнюють, що ефективність запропонованої методології FDI досліджується на високонелінійній моделі ядерного реактора з водою під тиском.

Стаття [9] присвячена кількісній оцінці відмов із загальної причини (CCF) у вагомих для безпеки цифрових контрольно-вимірювальних приладах та системах управління на атомних електростанціях (АЕС). Автори відзначають, що цифрові системи контролю та управління на АЕС мають безліч переваг перед аналоговими системами, такими як більша надійність, нижча вартість та простота обслуговування. Однак вони також можуть внести нові інженерно-технічні проблеми, такі як можливість відмов із загальної причини, що є характерною проблемою для цифрових систем.

У статті наведено Платформу оцінки ризику цифрових систем контролю та управління (PRADIC), розроблену Національною лабораторією Айдахо (INL). Ця платформа пропонує методологію оцінки CCF програмного забезпечення у вагомих для безпеки системах цифрових систем контролю та управління АЕС. PRADIC поєднує три етапи типової оцінки ризиків: якісний аналіз небезпек, кількісний аналіз надійності та аналіз наслідків. Ці кроки дозволяють кількісно оцінити ризики порівняно з відповідними критеріями приймання, що надає важливу інформацію про різні альтернативи архітектури системи та дозволяє оптимізувати її з погляду зниження ризиків та економії коштів.

Стаття також описує комплексне дослідження, яке було проведене для демонстрації можливостей платформи. Результати показують, що PRADIC є потужним інструментом, здатним виявляти потенційні цифрові CCF,

оцінювати їх ймовірність та аналізувати їх вплив на безпеку систем та підприємств.

Виявлення неконтрольованих аномалій розглядається у роботі [14]. Для цього застосовується глибоке навчання, а саме нейронні мережі автоенкодера, у цифрових двійниках водо-водяного реактора на атомних станціях.

Методологія роботи заснована на використанні штучних нейронних мереж з безліччю шарів для аналізу даних та створення прогностичних моделей. Застосовується підхід неконтрольованого машинного навчання із застосуванням концепції цифрового двійника водо-водяного реактора. Ця методологія дозволяє передбачати відмови різних компонентів реактора до активації систем безпеки та аварійних систем.

Дослідження також включає моделювання різних сценаріїв аварій із втратами охолодження з різним ступенем руйнування. Для поліпшення реалістичності зібраних даних до вхідних сигналів був доданий гауссів шум.

Так, нейронна модель успішно виявляє аномалії у 100% тестових випадків до зупинки реактора та активації системи аварійної зупинки, але для ефективного навчання моделі потрібен великий обсяг даних, а нестача даних може бути подолано з використанням цифрового двійника реактора.

Нейронна модель була перевірена на основі експериментальної кампанії. Результати експериментів показали надійність та ефективність методики виявлення аномальних подій до активації систем безпеки, включаючи можливість передбачення аномалій за 38 хвилин до втручання в аварійну зупинку реактора.

Один із основних показників безпеки та стійкості реактора – концентрація борної кислоти. Концентрація бору в ядерних реакторах відіграє вирішальну роль у забезпеченні безпеки та контролю ядерних реакцій. Ось кілька основних причин, чому концентрація бору важлива:

- Регулювання ядерної реакції. Бор є одним із матеріалів, здатних поглинати нейтрони, які беруть участь у ядерних реакціях. Шляхом

регулювання концентрації бору можна контролювати інтенсивність реакції та підтримувати її у безпечних межах.

- Запобігання повторній критичності. У разі аварії або серйозного збою підтримання певної концентрації бору в реакторі може запобігти можливості повторної критичності, коли реакція знову розганяється до небезпечного рівня.

- Управління експлуатацією. Регулювання концентрації бору дозволяє інженерам управляти процесами в реакторі, включаючи пуск, зупинку та регулювання потужності.

- Бор у захисті від збоїв. У деяких випадках бор може використовуватися для створення "борних стрижнів" або інших пристроїв, призначених для негайного припинення реакції у разі аварійної ситуації.

- Підтримка безпеки обладнання. Правильна концентрація бору може допомогти запобігти зносу та пошкодженню обладнання, оскільки вона дозволяє керувати тепловими та радіаційними навантаженнями.

- Дотримання нормативів та стандартів. Регулювання концентрації бору відповідно до розпоряджень і стандартів є обов'язковою вимогою для забезпечення безпеки ядерних установок.

Таким чином, правильна концентрація бору в реакторі є критичним аспектом для забезпечення безпечної та ефективної експлуатації ядерних установок.

Стаття [43] присвячена аналізу повторної критичності та докритичних концентрацій бору водо-водяних реакторів на пізній стадії тяжкої аварії. Основний фокус роботи – дослідження повторної критичності, що може виникнути після деградації активної зони реактора. Дослідження включає аналіз чутливості залишків палива для більш консервативної оцінки критичності. Також проведено моделювання всього ядра реактора із переміщенням кернових матеріалів для аналізу Монте-Карло. Важливим результатом є те, що вдалося підтримувати концентрацію бору на рівні, що

забезпечує докритичність під час тяжкої аварії. Дослідження показало, що докритичні концентрації бору на пізній стадії знаходяться в діапазоні від 76 до 544 ppm нижче, ніж на ранній стадії. Це наголошує на важливості правильної концентрації бору як на початкових етапах аварії, так і на пізніших.

1.3 Автономне керування АЕС. Використання нейронних мереж та глибокого навчання

Автономне управління атомними електростанціями (АЕС) є ключовим напрямом розвитку, де застосування нейронних мереж та глибокого навчання стає все більш значущим.

Автономне управління АЕС означає використання автоматизованих систем для контролю, регулювання та забезпечення стабільної роботи ядерних реакторів без значного втручання людини. Це може включати прийняття рішень про реагування на зміни зовнішніх умов, підтримку безпеки реактора і оптимізацію роботи систем.

Використання нейронних мереж та глибокого навчання в автономному управлінні АЕС може бути корисним для низки задач:

- Прогнозування та діагностика. Нейронні мережі можуть аналізувати дані з датчиків для передбачення можливих відмов чи проблем у роботі обладнання, дозволяючи оперативно реагувати на них.

- Автоматичне керування. Глибоке навчання може бути використане для створення систем, здатних самостійно приймати рішення про оптимальне управління процесами в реакторі або енергоблоці в цілому з урахуванням поточних умов.

- Оптимізація енерговиробництва. Нейронні мережі можуть оптимізувати роботу ядерної енергетичної установки, керуючи процесами таким чином, щоб забезпечити максимальну ефективність та мінімізувати ризик виникнення аварійних ситуацій.

- Навчання на основі даних. Глибоке навчання дозволяє системам самостійно покращувати свої алгоритми та стратегії на основі досвіду та даних, що може покращити якість управління у різних умовах.

У статті [75] розглядається питання можливості застосування автономного управління на малих модульних реакторах (ММР), саме з прикладу АЕС ИП-200. Це пов'язано з останніми досягненнями в галузі продуктивності комп'ютерів та штучного інтелекту, такими як глибокі нейронні мережі та навчання з підкріпленням.

Автори пропонують модель штучного інтелекту для автономного управління цим ММР. Модель має модульну архітектуру, яка виконує різні функції, такі як моніторинг, діагностика, стратегічне планування та оцінка ситуації. Вона враховує суворі вимоги до безпеки в ядерній енергетиці.

Методи, що використовуються, включають навчання з підкріпленням і контрольоване навчання. Правила, що ґрунтуються на знаннях, дотримуються, але мережеві рішення оптимізуються через контрольоване навчання, а точне налаштування здійснюється за допомогою навчання з підкріпленням. Це передбачає, що система може вчитися та оптимізувати свої рішення у реальному часі залежно від різних умов та вимог.

Результати дослідження показують, що запропонована модель здатна справлятися з аварійними ситуаціями на станції, забезпечуючи при цьому безпеку та оптимальну продуктивність. Загалом робота пропонує перспективний погляд на можливості використання штучного інтелекту для автономного управління в ядерній енергетиці, за умови суворого дотримання безпеки.

Питання автономного управління АЕС розглядається також у статті [89]. У цій статті розглядається проблема управління та обслуговування вдосконалених реакторних установок, які є ядерними реакторами четвертого покоління. Ці установки мають концепції, спрямовані на оптимізацію

окупності інвестицій, у тому числі поетапне впровадження кількох блоків із спільною інфраструктурою та/або системами перетворення енергії.

Основна увага приділяється створенню автономної системи керування, яка б дозволила практично автономну роботу атомних електростанцій з випереджальним обслуговуванням. Для підвищення економічної життєздатності таких установок потрібне значне скорочення витрат на експлуатацію та технічне обслуговування.

У статті описується функціональна структура інтелектуального автономного управління, яка включає можливості управління, діагностики та прийняття рішень. Ці можливості повинні забезпечувати автоматичну роботу атомної електростанції, здатність адаптуватися до несправностей обладнання та інших збоїв. Досліджуються інтелектуальні функції, такі як діагностика, моделювання, аналіз, планування, реконфігурація, самоперевірка та прийняття рішень.

Стаття вказує, що попри багаторічні дослідження у сфері розвитку цих інтелектуальних можливостей, створення повністю автономної системи управління атомної енергетики залишається поки що нереалізованою метою.

У статті [8] розглядається використання глибокого навчання із підкріпленням (DRL) для автоматизації багатоцільових операцій на атомних електростанціях (АЕС). В даний час оператори АЕС виконують багатозадачні операції вручну, що може зазнати ризику людських помилок. Мета дослідження – розробити ефективний метод автоматизації цих операцій, враховуючи складність багатозадачності та невизначеності.

Пропонується новий підхід, що базується на DRL, який долає обмеження попередніх досліджень. Цей підхід використовує безперервний простір дій та двійкові винагороди, що підтримуються м'яким підходом "актор-критик" та повторенням досвіду заднім числом. Автори оцінюють можливість застосування запропонованого підходу для керування тиском та об'ємом теплоносія реактора при нагріванні теплоносія під час запуску АЕС.

Результати дослідження свідчать, що запропонований підхід може навчити агента ефективно досягати кількох цілей, керуючи різними пристроями на АЕС. Практичні тести показують, що навчений агент успішно справляється з непередбаченими задачами, такими, як час відновлення. Це може надати базу для розробки автоматизованих систем керування на атомних електростанціях із використанням глибокого навчання з підкріпленням.

Стаття [86] обговорює метод прогнозуючого управління (MPC), який застосовується для управління потужністю активної зони на атомних електростанціях з водо-водяними реакторами (PWR).

На атомних електростанціях, що працюють на реакторах PWR контроль потужності активної зони має критичне значення для забезпечення стабільності роботи системи в умовах зміни навантаження. Однак через особливості ядерних реакторів складно підтримувати потужність активної зони на необхідному рівні в допустимих межах похибки, які необхідні для забезпечення безпеки PWR.

Для вирішення цієї проблеми було використано метод прогнозуючого управління (MPC), який базується на моделях активної зони реактора, включаючи нейтронно-динамічні, теплогідравлічні та моделі реактивності. Ці моделі об'єднані в модель у просторі станів, а квадратичне програмування (QP) використовується для оптимізації керування за наявності системних обмежень.

Автори статті проводять моделювання запропонованої системи управління MPC для аналізу її характеристик. Результати моделювання підтверджують ефективність та хороші показники запропонованого методу керування потужністю активної зони на атомних електростанціях з водо-водяними реакторами.

У статті [45] робиться упор на автоматизоване глибоке навчання при розробці методу короткострокового прогнозування параметрів термогідравлічних перехідних процесів у ядерних реакторах.

Основна мета автоматизованого глибокого навчання полягає в автоматизації процесу розробки алгоритму глибокого навчання, включаючи його проектування, навчання, налаштування параметрів та інші етапи. У статті запропоновано метод, який спрощує цей процес, вимагаючи від розробника лише завантаження набору даних до моделі прогнозування для завершення розробки алгоритму без додаткового втручання.

Для підвищення ефективності та надійності даного методу вводяться квантовий генетичний алгоритм та метанавчання, алгоритми, що не залежать від моделі та здатні забезпечити адаптацію алгоритму при розширенні набору даних або ускладненні завдання прогнозування.

Алгоритм тестувався на прогнозування масової витрати пари та температури води в нижній частині системи конденсації пари через різні часові інтервали. Результати показали, що модель прогнозування має високу точність (похибка близько 4%) та ефективність (середній час прогнозування близько 0,7 мс).

Запропонована модель може використовуватися для прогнозування змін параметрів теплового перехідного режиму на короткі часові інтервали, що може бути корисним для прийняття рішень у ранньому запобіганні можливих аварійних ситуацій на реакторі.

1.4 Використання різних алгоритмів оптимізації для управління ЯЕУ

Для створення найбільш ефективних систем управління ЯЕУ використовуються різні алгоритми оптимізації, серед яких: оптимізація сірого вовка, оптимізація Харріса Хокса, оптимізація полум'я метелика, оптимізацію рою частинок, алгоритм пошуку блискавок, генетичний алгоритм, алгоритм супер-повороту (super-twisting) та інші.

Стаття [71] фокусується на багатокритеріальній оптимізації системи управління реактивністю ядерного мікрореактора з використанням роевих та еволюційних алгоритмів.

Основна задача - створення автоматизованої та оптимальної системи керування для нових конструкцій мікрореакторів. У статті подано методологію оптимізації барабана управління мікрореактором у різних режимах роботи, включаючи нормальні та позаштатні.

Для досягнення оптимальних результатів використовуються різні методи та алгоритми оптимізації, включаючи еволюційні стратегії, диференціальну еволюцію, оптимізацію сірого вовка, оптимізацію Харріса Хокса, оптимізацію полум'я метелика та оптимізацію рою частинок. Оцінюється та порівнюється їх ефективність в оптимізації управління потужністю реактора у різних сценаріях.

Стаття також описує створення сурогатної моделі розподілу потужності на основі нейронної мережі для покращення процесу оптимізації.

Результати аналізу алгоритмів вказують на те, що оптимізація полум'я метелика показує хороші результати в обох випадках, забезпечуючи найкращі оптимуми та продемонструвавши послідовність у своїй роботі. Знайдені оптимуми також перевірені на вихідній моделі, що підтвердило їхню ефективність та придатність для використання в управлінні потужністю ядерного мікрореактора.

У свою чергу, стаття [17] розглядає питання управління ядерним реактором на атомній електростанції, фокусуючись на розробці оптимальної конструкції регулятора змінної структури (VSC) з використанням алгоритму пошуку блискавок (LSA).

VSC — це спосіб управління, який змінює свою структуру залежно від умов системи, що змінюються, для забезпечення найкращої продуктивності. Алгоритм пошуку блискавок (LSA) застосовується для оптимізації параметрів VSC, замінюючи методи спроб та помилок або експертні підходи розробника.

У статті пропонується використовувати LSA для налаштування коефіцієнтів зворотного зв'язку та коефіцієнтів посилення ковзного рівняння VSC. Також параметри VSC налаштовуються за допомогою генетичного алгоритму (GA). Проводяться імітаційні тести для перевірки продуктивності та надійності VSC на основі LSA порівняно з VSC на основі GA.

Результати дослідження підтверджують, що VSC, побудований на основі LSA, демонструє більш високу продуктивність та перевагу порівняно з VSC на основі GA. Це свідчить про потенціал використання алгоритму пошуку блискавок у розробці ефективніших систем управління ядерними реакторами на енергосистемах атомних електростанцій.

У статті [55] розглядається питання управління потужністю водо-водяних ядерних реакторів із використанням оптимізованого ПІД-регулятора з алгоритмом оптимізації рою частинок (PSO).

ПІД-регулятори використовуються для контролю та управління потужністю в ядерних реакторах, та їх коефіцієнти посилення мають велике значення для забезпечення високої продуктивності системи. У цій роботі проводиться оптимізація коефіцієнтів ПІД-регулятора для керування рівнем потужності типового водо-водяного реактора з використанням алгоритму оптимізації рою частинок (PSO).

Алгоритм PSO використовується для налаштування параметрів ПІД-регулятора, мінімізуючи цільову функцію, яка включає в себе параметри рішення, такі як перерегулювання, час встановлення та умови стабільності. Умова стійкості забезпечується синтезом Ляпунова.

Результати моделювання показують, що PSO-ПІД-регулятор має хорошу стабільність і високу продуктивність, ефективно реагуючи на зміни потреби в потужності та забезпечуючи стабільне функціонування системи управління потужністю у водо-водяних ядерних реакторах.

Той самий алгоритм оптимізації використовується у статті [54]. Ця стаття досліджує методи керування легководним ядерним реактором під

тиском (PWR) з використанням алгоритму оптимізації рою частинок (PSO), орієнтованого на продуктивність.

Для ефективного управління PWR використовується двоточкова кінетична модель реактора, що враховує нелінійну динаміку реактора, особливості продуктів поділу та короточасні перехідні процеси. Для керування рівнем потужності в PWR використовується пропорційно-інтегрально-диференціальний (ПІД) регулятор.

Стаття використовує різні показники продуктивності, такі як абсолютна помилка (IAE), інтеграл квадратичної помилки (ISE), інтеграл абсолютної помилки за часом (ITAE) та інтеграл квадратичної помилки (ITSE) для налаштування коефіцієнтів посилення ПІД-регулятора за допомогою PSO. Різні показники продуктивності оцінюються за кількістю оцінок функції (NFE).

Результати показують, що всі індекси продуктивності демонструють хороші результати, хоча можуть мати відмінності у швидкості збіжності та кількості обчислень для досягнення оптимального налаштування ПІД-регулятора.

1.5 Моделі та методи автоматизованого управління ЯЕУ

Моделі та методи автоматизованого управління ядерними енергетичними установками (ЯЕУ) відіграють важливу роль у забезпеченні безпеки, стабільності та ефективності роботи реакторів.

Стаття [90] присвячена розробці надійної системи управління потужністю для невеликого реактора з водою під тиском (PWR) з використанням методу змішаної чутливості H infinity (H_∞).

Основна мета дослідження полягає у створенні стабільної системи управління потужністю реактора в умовах зовнішніх збурень та внутрішніх невизначеностей моделі. Для цього використовуються моделі передавальної

функції активної зони реактора на різних рівнях потужності, виведені з рівнянь точкової кінетики реактора та термодинамічної моделі.

Використовуючи дані моделі передавальної функції, проектується локальні регулятори потужності для реактора на п'яти рівнях потужності, з метою мінімізації збурень потужності при різних невизначеностях. Потім ці локальні контролери інтегруються в багатомодельну робастну систему керування із застосуванням трикутних функцій приналежності для роботи в усьому діапазоні потужностей.

Ефективність системи управління оцінюється через різні перехідні процеси, включаючи ступінчасте збільшення навантаження та великомасштабні зміни навантаження з коливаннями температури охолоджуючої рідини на різних рівнях потужності. Результати моделювання показують, що розроблена робастна система управління забезпечує хороші характеристики управління та стабільність реактора при різних зовнішніх збуреннях та невизначеностях моделі.

Стаття [92] зосереджується на надійному управлінні активною зоною водо-водяних реакторів у режимі слідування за навантаженням, що є ключовою задачею у галузі ядерної енергетики. Проблеми виникають через обмеження активної зони, зокрема, гострої та значної динаміки локальної щільності потужності у перехідних процесах. Одним із індикаторів пікової потужності є осьове зміщення (АО), яке постійно змінюється і має бути контрольованим.

Стаття пропонує новий підхід до управління АО, використовуючи методи надійної керованої лінеаризації зі зворотнім зв'язком, оснований на моделі багатоточечного кінетичного реактору, яка об'єднує нейронну та теплогідравлічну моделі. Активна зона поділяється на чотири вузли уздовж вісі реактора.

Моделювання демонструє, що цей підхід покращує можливості управління потужністю реактора в умовах невизначеності параметрів та

збурень. Також він дозволяє оптимізувати управління стрижнями для ефективного маневрування зі змінним перекриттям, що може бути важливим при зміні робочого навантаження реактора.

Стаття [93] обговорює розробку гнучкого комутаційного регулятора для управління потужністю активної зони невеликого водоводяного ядерного реактора. Найбільше PWR використовується для виробництва електроенергії та забезпечення опалення. Маючи складні умови експлуатації, ці реактори можуть спричиняти складності для точного управління при різних рівнях потужності ядра.

Для вирішення цієї проблеми пропонується гнучкий комутаційний контроллер, об'єднуючий нечіткий контроллер та контроллер LQG/LTR. Спочатку створюється базова нечітка мультимодель, яка може бути використана для всього діапазону потужності. Потім розробляються нечіткі правила перемикання між нечітким контролером і контролером LQG/LTR, які забезпечують ефективне управління різних робочих умовах. Далі на основі принципу зворотного зв'язку за потужністю створюється та моделюється гнучка система управління перемиканням для невеликих PWR.

Результати моделювання показують, що гнучкий контролер здатний ефективно керувати потужністю ядра у невеликих PWR. Цей підхід має переваги перед нечітким контролером, так і перед контролером LQG/LTR, що робить його більш ефективним інструментом для управління ядерними реакторами зі змінною потужністю.

Стаття [91] описує метод нечіткого розподілу потужності Такагі-Сугено (T-S) для застосування в удосконаленому реакторі з урахуванням деградації насоса. Удосконалені конструкції реакторів передбачають більш тривалі робочі цикли між дозаправками та нові концепції роботи, що виходить за межі традиційного виробництва електроенергії при базовому навантаженні.

Прототип удосконаленого реактора (PAR) складається з двох незалежних реакторних модулів, кожен із яких пов'язаний з окремим

парогенератором, що забезпечує виробництво електроенергії та технологічного тепла. Планується, що PAR працюватиме в режимі відстеження навантаження, забезпечуючи електроенергію протягом 24 годин. У припущенні про деградацію продуктивності первинних та проміжних натрієвих насосів протягом терміну служби, кожен реакторний модуль PAR може працювати незалежно один від одного, дозволяючи системі продовжувати роботу з погіршеною продуктивністю насосів шляхом перерозподілу виробленої електроенергії між модулями для задоволення загальних потреб навантаження.

Стаття пропонує систему розподілу потужності на основі нечіткої логіки Такагі-Сугено, використовуючи два нечіткі контролери розподілу потужності T-S. Моделювання демонструє, що розроблені нечіткі регулятори T-S забезпечують покращену продуктивність порівняно з традиційними методами управління в умовах щоденної роботи з урахуванням навантаження за різних рівнів деградації насоса.

Стаття [57] розглядає вплив джерела розподілу на стабілізацію у спільному моделюванні методом Монте-Карло. Джерело поділу, яке є одним із ключових елементів ядерного реактора, у цій статті розглядається в контексті чисельного моделювання.

У роботі зроблено спробу усунути чисельні нестабільності, які можуть бути при використанні методу ітерацій з фіксованою точкою для вирішення нелінійних стаціонарних моделей, використовуючи вирішувач критичності Монте-Карло і вирішувач ксенонового зворотного зв'язку. Зазвичай ітерації з фіксованою точкою можуть бути нестабільними та призводити до великих коливань у розподілі нейтронного потоку.

Автори показують, що зменшення кількості циклів критичності Монте-Карло, які моделюються на кожному кроці ітерації, сприяє стабілізації процесу. Вони пропонують метод, який дозволяє джерелу розподілу повністю сходиться протягом одного кроку ітерації, що допомагає запобігти розвитку

чисельних нестабільностей. Більше того, в деяких випадках джерело поділу може сходитися швидше, ніж у моделях, що не використовують зворотний зв'язок, що демонструється у чисельних тестах.

Стаття [53] фокусується на моделюванні потужності ефективної дози компонентів першого контуру водоводяного реактора з використанням програмного пакету SCALE6.0. Вона визначає створення імітаційної моделі компонентів першого контуру ядерного реактора типу PWR з метою розрахунку потужності ефективної дози.

Дослідження використовує гібридну методологію, що комбінує детерміністські та стохастичні підходи. Для оцінки критичності використовується послідовність критичності CSAS6/KENO-VI, що включає код Монте-Карло KENO-VI. Визначення розподілу потужностей доз нейтронів та гамма-випромінювання здійснюється за допомогою захисної послідовності MAVRIC/Monaco.

Стаття також описує створення детальної моделі комбінованої геометрії, матеріалів і характеристик типової двоконтурної установки PWR на основі сучасних даних. Розглядаються різні джерела іонізуючого випромінювання в компонентах першого контуру PWR.

Дослідження також охоплює оцінку ефективності транспортування частинок для моделювання потужності дози методом Монте-Карло та обговорює застосування методології SN/PN (симетричне просторово-кутове дискретизування) у зв'язку із споживанням комп'ютерної пам'яті.

Основна увага приділяється точності моделювання та оптимізації методології для отримання рівномірніших розподілів потужності дози в різних умовах роботи реактора. Також розглядаються аспекти захисту та екранування у рамках гібридної методології для моделювання складної геометрії реактора.

Стаття узагальнює, що гібридна методологія моделювання значно покращила якість розподілів Монте-Карло і дозволила добитися ширшого охоплення явищ під час моделювання роботи водо-водяного реактора.

Стаття [33] описує схему управління під назвою "DO-RBLFC" (Disturbance Observer-Based Robust Backstepping Load-Following Control), призначену для модульних високотемпературних газоохолоджуваних реакторів (МНТGRs) в умовах насичення виконавчого пристрою та збурень.

На початку статті автори створюють математичну модель МНТGR на основі кінетики реактора та зворотного зв'язку за температурою та реактивністю. Потім вони розробляють Disturbance Observer (DO), призначений для оцінки невідомих складних збурень, включаючи невизначеність моделі, зовнішні збурення та незмірні стани.

Для компенсації насичення виконавчого пристрою використовується допоміжна функція. З використанням DO розробляється надійний контролер load-following (стеження навантаженням) з допомогою методу зворотного кроку поліпшення продуктивності МНТGR за умов збурень.

Результати симуляції та порівняння показують, що запропонована схема DO-RBLFC забезпечує більш високу точність стеження за навантаженням, кращу здатність подавляти збурення та нижчу швидкість стрижня, що управляє, порівняно з PID-регулятором, звичайним регулятором зворотного кроку і контролером на основі адаптивного ковзання.

Стаття [81] описує робастну оптимальну схему управління для ядерного реактора, яка включає інтегральний спостерігач і контролер ковзного режиму другого порядку. Основний акцент робиться на забезпечення стабільності та мінімізації коливань при регулюванні загальної потужності ядерного реактора.

У статті описується процес лінеаризації нелінійної моделі ядерного реактора навколо робочої точки для отримання лінійної моделі. Потім розробляється оптимальний інтегральний регулятор ковзного режиму другого порядку, який покликаний мінімізувати зусилля управління та забезпечити стійкість системи за наявності невизначеностей.

Для уникнення ефекту деренчання (частих коливань) як спостерігач, так і контролер розробляються з використанням алгоритму суперповороту. Працездатність цієї схеми управління демонструється через дослідження нелінійного моделювання, показуючи її ефективність у забезпеченні стабільного управління ядерним реактором за різних умов та збурень.

Стаття [5] описує проблему відстеження навантаження на атомних електростанціях (АЕС) та вплив коливань ксенону на стабільність роботи ядерного реактора з водою під тиском (PWR). Ксенонові коливання, викликані дисбалансом осьового розподілу потужності можуть призвести до нестабільності роботи реактора після зміни навантаження. У статті пропонується конструкція регулятора ковзного режиму (SMC) як спосіб керування потужністю ядерного реактора PWR для вирішення цієї проблеми та забезпечення підтримки коливань ксенону в допустимих межах.

Цей запропонований контролер використовує стратегію постійного осьового зміщення (АО) для того, щоб утримувати коливання ксенону в обмежених межах. Постійне осьове зміщення служить як надійне обмеження для керування навантаженням, гарантуючи стабільність і запобігаючи коливанням ксенону в ядерному реакторі.

Активна зона реактора моделюється, використовуючи двоточкову модель ядерного реактора з урахуванням груп нейтронів, що запізнюються. Аналіз стійкості проводиться за допомогою методу Ляпунова для забезпечення стабільності системи керування у широкому діапазоні роботи реактора.

Результати моделювання демонструють, що запропонований регулятор SMC ефективний, забезпечуючи стабільність, продуктивність і надійність роботи ядерного реактора PWR, і коливання ксенону підтримуються в заданих межах.

У статті [4] наводиться застосування контролера ковзного режиму другого порядку для управління ядерним дослідницьким реактором, зокрема

пакистанським дослідницьким реактором-1. Контролери режиму ковзання в ядерній техніці використовуються для забезпечення стійкості та ефективності роботи реакторів.

Стаття описує використання регулятора ковзного режиму другого порядку, який має перевагу у зниженні вібрацій та забезпеченні більш точного керування ядерним реактором. Для цього застосовується нелінійна модель дослідного реактора, що враховує зворотний зв'язок від температур палива та охолоджувальної рідини, а також вплив концентрації ксенону, що дозволяє врахувати додаткові фактори роботи реактора.

Контролер режиму ковзання другого порядку демонструє бажані динамічні властивості при відстеженні вихідного сигналу в процесі моделювання. Результати моделювання представлені для демонстрації ефективності контролера, включаючи його продуктивність, надійність та стабільність у роботі ядерного реактора.

Стаття [30] присвячена дослідженню операцій зміни послідовності керуючих стрижнів (CRSE) у реакторі AP1000 у рамках стратегії управління механічною прокладкою (MSHIM). Метою роботи є вивчення динамічних характеристик реактора під час цих операцій та оцінка здійсненності та оптимізації логіки CRSE.

Для цього було розроблено платформу динамічного моделювання в середовищі MATLAB/Simulink. Вона включає одновимірну вузлову модель активної зони реактора та систему управління потужністю, що поєднує логіку управління MSHIM та CRSE. За допомогою цієї платформи було проведено симуляційні дослідження типових перехідних процесів CRSE у різні періоди життєвого циклу реактора AP1000.

Результати моделювання аналізують вплив операцій CRSE на потужність реактора та різницю осьової потужності. Це показує, що реактор AP1000 здатний виконувати операції CRSE плавно і безпечно, реалізуючи при цьому логіку CRSE.

Для подальшого покращення управління реактором під час операцій CRSE, позиція спускового стрижня, важливого елемента конструкції CRSE, була оптимізована на основі результатів моделювання та з використанням методів оптимізації. Результати моделювання показали ефективність цієї оптимізації.

Стаття [85] пропонує передову стратегію керування для великих ядерних реакторів з водою під тиском (PWRs) – стратегію керування без регулювання бору (BAF). Ця стратегія поєднує в собі переваги швидкої компенсації потужності зі стратегії управління Mode-G з регулюванням борної кислоти та методом управління осьовим зміщенням (AO) з використанням стрижнів, що управляють, зі стратегії управління Mechanical Shim (MSHIM).

Ця стратегія передбачає можливість швидкої компенсації потужності, точного контролю середньої температури охолоджувальної рідини та автоматичного управління осьовим зміщенням за допомогою трьох незалежно рухомих керуючих блоків. Для запобігання взаємного впливу між потужністю реактора та керуванням осьовим зсувом, у статті описується нова логіка блокування для трьох блоків управління.

Результати моделювання роботи даної стратегії на великому PWR показують, що реактор може успішно навантажуватися без необхідності коригування концентрації бору. Більш того, запропонована логіка блокування керуючих блоків дозволяє більш ефективно керувати осьовим зміщенням без шкоди контролю потужності реактора в порівнянні з традиційними стратегіями управління.

Стаття [1] описує розробку та застосування системи керування реактором з водою під тиском (PWR) з використанням методу активного керування придушенням перешкод (ADRC) на основі спостерігача розширеного стану (ESO). PWR мають складну динаміку через нелінійність, параметри, що змінюються, і невизначеності моделювання. У статті

описується застосування двох недавніх методів - каскадного ESO (CESO) та низькопотужного ESO вищого порядку (LHESO) для керування PWR.

Основні моменти статті включають розробку двох спостерігачів розширеного стану з шумозаглушенням для PWR, докладний аналіз їхньої стійкості, обговорення особливостей шумозаглушення та проведення великих імітаційних досліджень, що враховують реалістичні сценарії. Стаття також описує аналіз стійкості з урахуванням параметричних невизначеностей та порівняння традиційного ESO із CESO та LHESO, щоб виявити їх переваги та обмеження.

Ці методи ADRC є ефективними рішеннями управління, які мінімально залежать від моделей і мають невелику кількість параметрів, що настроюються. Стаття демонструє поліпшення продуктивності в управлінні реактором PWR з використанням CESO і LHESO в порівнянні з традиційним ADRC на основі ESO, особливо в умовах збурень, що змінюються в часі, що може бути значущим для практичного застосування в реакторах.

1.6 Постановка задачі дослідження

Структуруючи та виконуючи узагальнення матеріалів, що наведені в підпунктах 1.1–1.5, можна сформулювати мету дисертаційного дослідження, що полягає в розробці умов безпечної експлуатації ядерної енергетичної установки в динамічних режимах шляхом розробки схеми автоматизованої системи управління для циклічного навантаження на основі різних моделей математичного уявлення, які використовуються для визначення меж використання представлення внутрішніх збурень активної зони у вигляді апроксимаційних або фізико-математичних моделей для пошуку можливих структур технічних засобів для керування.

Для вирішення основної задачі дослідження необхідно вирішити такі підзадачі:

1. Удосконалити тривимірну математичну модель активної зони ядерного реактора типу ВВЕР, яка дозволить розрахувати вектор керуючого впливу враховуючи характеристики гомогенного і гетерогенного поглиначів нейтронів. Для вирішення поставленої задачі необхідно удосконалити модель енергоблоку як об'єкта керування. Ця модель включає в себе ряд математичних моделей: модель реактора, що охоплює кінетику реактора, енерговиділення, передачу енергії паливу і теплоносію, ефекти реактивності; модель парогенератора з описом процесів теплопередачі, пароутворення, змін температур теплоносія і робочого тіла, зміни рівня живильної води; модель турбогенератора, що враховує зміну потужності генератора, тиску пари перед ГПК, установленого значення частоти обертань ротора турбіни; а також врахування запізнювання теплоносія у трубопроводах з урахуванням затримок теплопередачі між реактором та парогенератором.

Також необхідно здійснити подальше вдосконалення методу автоматизованого управління плановою зміною потужності енергоблоку, з використанням удосконаленої математичної моделі реактивності активної зони.

2. У подальшому необхідно вдосконалити метод автоматизованого управління плановою зміною потужності ядерної енергетичної установки з ВВЕР-1000, базуючись на математичній моделі реактивності активної зони. Для вирішення поставленої задачі необхідно дослідити структуру багатозонної моделі реактору, розробити імітаційну модель реактора, що включає в себе імітаційні моделі розподіленої активної зони реактора, кінетики реактора, енерговиділення, передачі енергії паливу і теплоносію, ефектів реактивності, а також розробити імітаційні моделі парогенератора, турбогенератора, урахування запізнювання теплоносія в трубопроводах та енергоблоку як об'єкта керування. Необхідно також дослідити програми регулювання потужності енергоблоку АЕС. Для цього зокрема необхідно: провести дослідження, що ґрунтується на методах імітаційного моделювання,

яке є потужним інструментом аналізу та дослідження складних систем, дозволяючи віртуально відтворити та вивчати їхню динаміку; докладно розглядаються основні аспекти, пов'язані з побудовою та застосуванням імітаційних моделей основного обладнання енергоблоку АЕС з водо-водяним реактором та основних процесів, що протікають у ньому, що допоможе більш глибоко зрозуміти та оптимізувати поведінку системи в умовах різних сценаріїв та впливів.

У подальшому треба розробити схему автоматизованої системи управління для циклічного навантаження з урахуванням зміни температурного поля реактора, використовуючи різні математичні моделі та знайти межі представлення існуючих внутрішніх збурень активної зони для імітаційного моделювання структур управління.

3. Надалі необхідно розробити схему автоматизованої системи управління для циклічного навантаження при змінні температурного поля ядерного реактора на основі різних моделей математичного уявлення, для відомих статичних програм регулювання, а також знайти межі використання представлення існуючих внутрішніх збурень активної зони у вигляді фізико-математичної або апроксимаційної моделей для використання в імітаційному моделюванні для аналізу структур керування.

Для розв'язання цих задач необхідно провести аналіз методів управління енерговиділенням активної зони ЯЕУ, дослідити взаємозв'язок апроксимаційної та фізико-математичної моделей ЯЕУ та розв'язати задачу пошуку меж, що подібна до розв'язання задачі оптимального керування при управлінні ядерним реактором з розподіленою активною зоною.

Дане дослідження може значно покращити ефективність та безпеку експлуатації ядерних енергетичних установок в динамічних режимах. Енергоефективність та безпека функціонування атомних електростанцій в енергетичній системі на сьогоднішній день є надзвичайно актуальною проблемою. Це зумовлено тим, що АЕС забезпечують значну частку

виробленої електричної енергії та мають важливе значення як ключовий елемент енергетичного комплексу. АСУ ТП удосконалені за рахунок пошуку меж використання математичних моделей урахування внутрішніх збурень ЯЕУ можуть бути використані не лише для забезпечення умов для безпечної експлуатації ядерних енергетичних установок у циклічних режимах навантаження, але й для підвищення конкурентоспроможності експлуатації ядерних енергетичних установок в енергетичному комплексі.

Отже, дане дослідження може зробити значний внесок у поліпшення автоматизованих систем управління АЕС, та ефективності і економічності управління процесами в ЯЕУ, підтримуючи стабільність і безпеку енергопостачання.

1.7 Висновки до розділу

1. У першому розділі було проведено аналіз поточного стану ядерної енергетики у світі. Розглянуто наявні проблеми в системах управління АЕС та технологічні тенденції для їх вирішення.

2. Розглянуто технології, що вже використовуються або є експериментальними, та ті, що тільки впроваджуються в системи управління енергоблоків АЕС задля забезпечення безпечної експлуатації, а також ризики пов'язані з позаштатними ситуаціями на АЕС.

3. Проведено аналіз методів автоматизованого управління ядерними енергетичними установками (ЯЕУ) з використанням різноманітних підходів та технологій. Проаналізовані різні варіанти автономного керування АЕС, зокрема використання нейронних мереж та глибокого навчання, які дозволяють розглянути нові можливості для оптимізації та підвищення ефективності управління, також використання різних алгоритмів оптимізації для управління ЯЕУ, що показує широкий спектр можливостей для вдосконалення процесів регулювання та оптимізації роботи реакторів, та

моделі і методи автоматизованого управління ЯЕУ, що є базою для практичного впровадження нових підходів до управління енергетичними системами, що дозволить підвищити їхню ефективність, безпеку та стабільність.

РОЗДІЛ 2

МАТЕМАТИЧНЕ МОДЕЛЮВАННЯ ЕНЕРГОБЛОКУ З РЕАКТОРОМ З ВОДОЮ ПІД ТИСКОМ ЯК ОБ'ЄКТА КЕРУВАННЯ

Для досягнення мети дисертаційного дослідження необхідно удосконалити тривимірну математичну модель активної зони ядерного реактора типу ВВЕР, для можливості розрахунку вектору керуючого впливу на основі характеристик гомогенного і гетерогенного поглиначів нейтронів. Для розв'язання такої задачі необхідно розробити математичну модель енергоблоку як об'єкта керування, яка в свою чергу містить в собі математичні моделі:

- реактора, яка складається з моделі кінетики реактора, моделі енерговиділення, моделі передачі енергії паливу і теплоносія, моделі ефектів реактивності;
- парогенератора, що складається з моделей, що описують процеси передачі теплоти, пароутворення, зміни температур теплоносія та робочого тіла, зміни рівня води;
- турбогенератора, яка враховує зміну потужності генератора, зміну тиску пари перед ГПК, зміну устанавленого значення частоти обертань ротора турбіни;
- урахування запізнювання теплоносія у трубопроводах, що враховує затримку в передачі тепла між реактором та парогенератором в обидва напрямки.

2.1 Енергоблок з реактором з водою під тиском

З позиції автоматизованого керування, ядерний енергоблок з вододляним реактором ВВЕР-1000 представляє складну систему, що включає безліч взаємопов'язаних між собою динамічних процесів. Для адекватного урахування всіх цих складних процесів та взаємозв'язків потрібна

математична модель енергоблоку, яка включає систему диференціальних рівнянь, зокрема і нелінійних. Реактор та парогенератор є ключовими компонентами цієї моделі та описуються нелійними диференціальними рівняннями [47].

Енергетичний блок атомної електростанції складається з ядерної паропродуктивної установки (ЯППУ) та паротурбінної установки. Найвища ефективність у виробництві тепла на АЕС досягається завдяки налаштуванню ключових параметрів теплової схеми: температури регенеративного підігріву живильної води та схеми регенерації; тиску та температури, кількості ступенів проміжного перегріву пари; типу приводу допоміжних механізмів та способів їх інтеграції в систему; характеристик конденсаційної установки, тощо. Комбінація цих параметрів реактора, ядерної паропродуктивної та паротурбінної установок формує теплову схему енергоблоку АЕС [101]. Устаткування й технологічні схеми другого контуру, що становлять частину теплової системи АЕС, демонструють основний технологічний процес – виробництво електроенергії [109].

На кожній атомній електростанції є два основних середовища – теплоносій і робоче тіло. Теплоносій призначений для відведення тепла, що утворюється в активній зоні реактора в результаті реакцій поділу ядерного палива. Щоб забезпечити надійну роботу елементів, що виробляють тепло, теплоносій повинен мати високу ступінь чистоти, тому система теплоносія завжди є закритою. Вона функціонує в умовах високої радіації і утворює перший контур. Перший контур – це система, через яку теплоносій циркулює під високим тиском через активну зону реактора, разом із системою компенсації тиску. Перший контур здійснює відведення тепла з активної зони реактора, використовуючи теплоносій при нормальній експлуатації, у випадку її порушень або аварій. Робоче тіло на АЕС – це водяний пар. Вимоги до його чистоти також високі, тому система робочого тіла також є замкнутою. Якщо система не була б замкнутою, це призвело б до значних витрат на системи

підготовки води, які при замкнутому контурі компенсують лише незначні втрати робочого тіла. Система робочого тіла, або другий контур, забезпечує циркуляцію робочого тіла через парогенератори і турбіни в установлених режимах та умовах. Цей контур забезпечує відбір енергії першого контуру, її передачу та перетворення. Робоче тіло змінює свій стан від газоподібного (насичена водяна пара) до рідкого (конденсат, живильна вода), рухаючись по замкнутому контуру.

Електростанції, де системи теплоносія та робочого тіла відокремлені, є двоконтурними (див. рис. 2.1). Це охоплює атомні електростанції з реакторами ВВЕР, що охолоджуються водою під тиском, а також АЕС із газовими теплоносіями. Технологічна схема енергоблоків з реакторами ВВЕР-1000 передбачає наявність двох теплових контурів.

Перший контур є радіоактивним і складається з реактора типу ВВЕР та циркуляційних петель охолодження. У кожній петлі є головний циркуляційний насос (ГЦН), парогенератор і дві головні запірні засувки (ГЗЗ). Одна з цих петель має компенсатор тиску, який допомагає підтримувати потрібний тиск води, що одночасно є теплоносієм і сповільнювачем нейтронів у реакторі. На енергоблоках з реактором ВВЕР-1000 є по 4 циркуляційні петлі.

Другий контур є нерадіоактивним і включає парогенератори, паропроводи, парові турбіни, сепаратори-пароперегрівачі, живильні насоси, трубопроводи, деаератори і регенеративні підігрівачі. Парогенератор використовується як загальне обладнання для обох контурів. Теплова енергія, що створюється в реакторі, передається з першого контуру на другий через теплообмінні трубки парогенератора. Насичена пара, що утворюється в парогенераторі, потім по паропроводу подається на турбіну. Турбіна приводить генератор у рух, який виробляє електричну енергію.

На атомних електростанціях для охолодження води в системі конденсаторів турбін використовують баштові градирні та водосховище-охолоджувач.

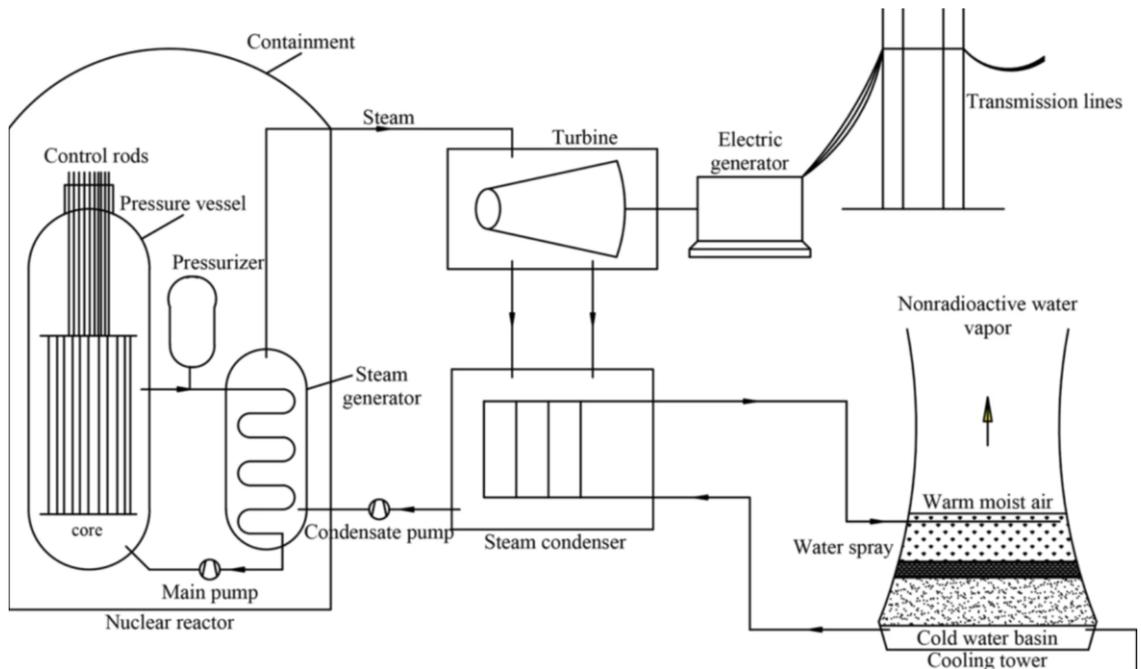


Рис. 2.1. Технологічна схема енергоблоків з реакторами ВВЕР-440 та ВВЕР-1000 [86]

Окрім розподілу за контурами, атомні електростанції класифікуються ще й за такими ознаками, як тип теплоносія, тип реактора, тип турбіни, параметри пари. Так, атомні електростанції з ВВЕР-1000 мають два контури, реактор корпусного типу на теплових нейтронах і турбіну насиченої пари.

Теплова схема ЯЕУ з реакторами ВВЕР-1000, згідно з рисунком 2.2, є чотирипетлевою (з чотирма парогенераторами, чотирма головними циркуляційними насосами, одним реактором та одним компенсатором об'єму) та моноблочною (один реактор – одна турбіна). Усе теплотехнічне обладнання розділене на реакторну, парогенераторну, турбогенераторну, конденсаційну установки та конденсатно-живильний тракт, який включає деаераційно-живильну установку [108, 109].

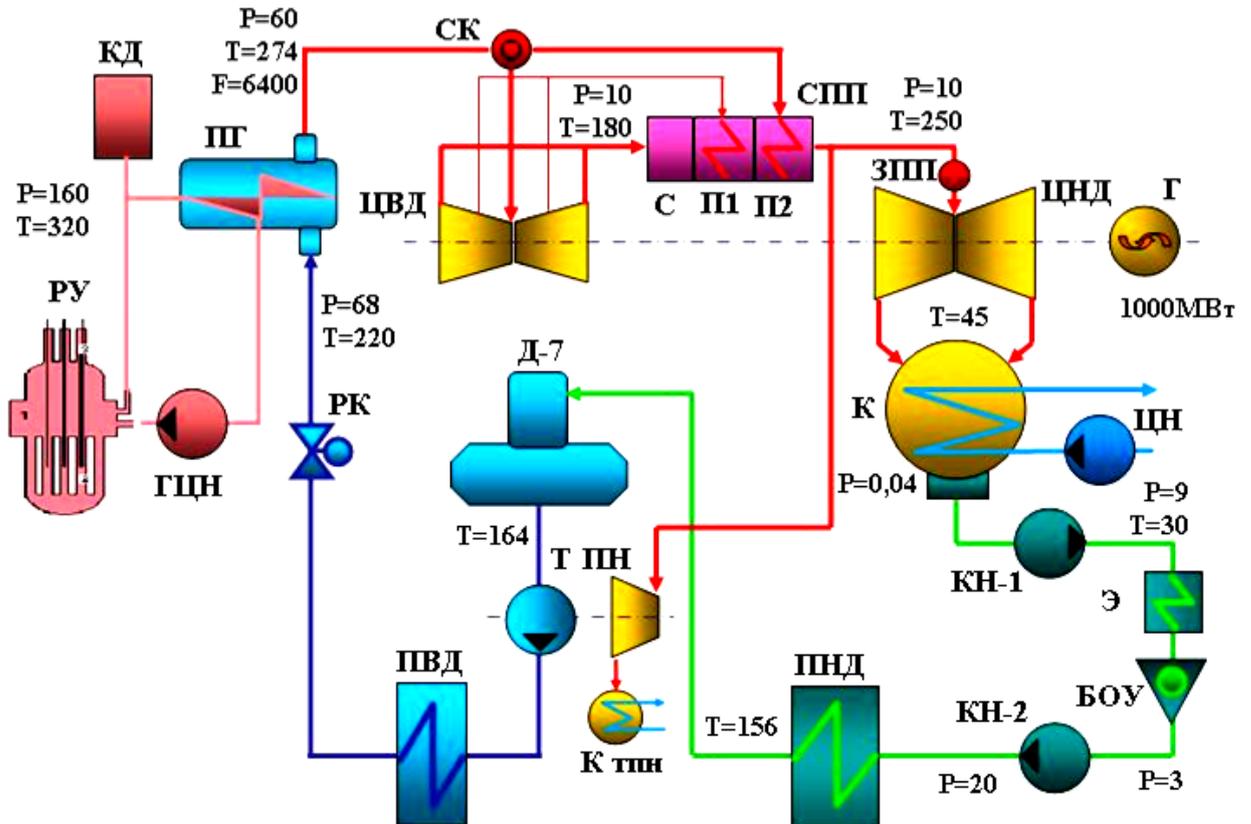


Рис. 2.2. Принципова схема двоконтурної АЕС [109]

Реакторна установка становить джерело теплової енергії. У ядерному реакторі відбувається перетворення радіоактивних елементів, що супроводжується значним виділенням енергії. Теплоносій, що є водою під високим тиском, подається головним циркуляційним насосом (ГЦН) у реакторну установку (РУ), де його нагрівають. Потім він прямує до парогенератора (ПГ), де передає теплову енергію робочому тілу другого контуру. Для забезпечення безпечної роботи реактора, оскільки вода практично не стискається, на першому контурі встановлюється компенсатор тиску (КТ), що підтримує стабільний тиск.

Другий контур, який є нерадіоактивним, складається з парогенератора, парових труб, турбін та генераторів електричної енергії. Пара, створена в парогенераторі, по паропроводам свіжої пари поступає на турбіну (Т), де вона

розширюється, перетворюючи потенційну і кінетичну енергію в механічну енергію обертання валу турбогенератора. При передачі на вал ротора генератора від валу турбіни ця механічна енергія перетворюється електромагнітним шляхом в електричну енергію. Постійний струм у роторній обмотці генератора створює магнітний потік, який, діючи на обмотку статора, породжує електрорушійну силу та встановлює електромагнітний зв'язок між ротором та статором.

Основною функцією паротурбінної установки є приведення в рух електричного генератора. Турбіна обладнана конденсаційним пристроєм, сепараційно-пароперегрівачим пристроєм (СПП) та регенеративною установкою для нагрівання живильної води. У структурну схему системи регенерації входять 4 підігрівачі низького тиску (ПНТ), деаератор та 2 підігрівачі високого тиску (ПВТ). Після того, як пара проходить через турбіну, вона конденсується у конденсаторі (К), завдяки видаленню залишкового тепла системою циркуляційного водопостачання. Вода для охолодження подається до конденсаторів через циркуляційні насоси (ЦН). Частина відпрацьованої пари з турбіни використовується на регенеративні підігрівачі високого та низького тиску, на деаератор, на привідні турбіни живильних насосів, на теплофікаційну водонагрівальну установку та для власних технологічних потреб станції. Конденсат, що подається з конденсатора, проходить через конденсатні насоси першої ступені (КН-1), охолоджувачі основних ежекторів (ОЕ) та ежекторів ущільнень (ЕУ), через блочну знесолювальну установку (БЗУ), яка очищує конденсат від домішок. Далі він надходить на всмокчи конденсатних насосів другого ступеня (КН-2) і потрапляє в підігрівачі низького тиску (ПНТ), де відбувається його подальше підігрівання за рахунок відбору пари з турбіни. Після проходження через ПНТ, конденсат направляється до деаератора (Д-7) для очищення від розчинених у воді корозійно-агресивних газів та додаткового підігріву. Ділянка шляху від конденсатора до деаератора відома як конденсатний тракт, тоді як від

деаератора до парогенератора його називають живильним. Вода з деаератора через турбоживильний насос (ТЖН) і систему підігрівачів високого тиску (ПВТ) надходить у парогенератор [109].

Класифікація режимів роботи АЕС включає різні категорії: штатні режими, що передбачені інструкціями експлуатації; нештатні режими, що пов'язані з окремими відмовами обладнання в системі; та аварійні режими, що виникають при серйозних відмовах обладнання, систем, автоматики або через помилки персоналу. Режими нормальної експлуатації включають стаціонарні та нестаціонарні (динамічні) варіанти. Динамічні режими пов'язані з пусками, зупинками, змінами потужності та аварійними ситуаціями.

За рівнем потужності та параметрів виокремлюють номінальні та неномінальні режими. Номінальні режими характеризуються найвищим рівнем економічності та безпеки.

Під час регулювання потужності активної зони енергетичного реактора (ВВЕР-1000) важливо забезпечити сталість енерговиділення в активній зоні. Це складна задача, яку можна вирішити, забезпечивши незмінність аксіального офсету (АО) з плином часу [65, 76]. При розробці методів автоматизованого керування потужністю блока АЕС потрібно враховувати зміну параметрів реактора, що впливають на АО [60, 106].

Відомо, що перший контур енергоблока складається з чотирьох однакових циркуляційних петель. Для спрощення математичної моделі розглядатиметься лише одна з цих циркуляційних петель [83].

2.2 Математична модель реактора

Початковою обрана багатоточкова структура моделі реактора, відома з роботи [23]. Така математична модель розділена на 10 зон по висоті активної зони реактора типу ВВЕР-1000 для мінімізації похибок при кусочно-лінійній лінеаризації нелінійного об'єкту та для можливості реалізації у середовищі

моделювання.

Кожна зона структурно складається з математичних моделей-блоків, що включають:

- Точкову модель кінетики реактора, яка пов'язує густину потоку нейтронів Φ з реактивністю ρ .
- Модель енерговиділення в матеріалі, що ділиться та пов'язує кількість енергії Q , виділену в результаті реакцій ділення палива.
- Модель нагріву теплоносія.
- Модель теплопередачі усередині твелів, що пов'язує температуру палива t_f з кількістю виділеної енергії Q .
- Модель ефекту реактивності від отруєння ксеноном ^{135}Xe .
- Модель температурного ефекту реактивності.
- Модель ефекту реактивності від потужності.
- Модель ефекту реактивності від положення регулюючої групи органів СУЗ.
- Модель ефекту реактивності від концентрації борної кислоти в теплоносії.

Ядерна енергетична установка з реактором типу ВВЕР-1000, з точки зору автоматичного управління, представляє собою систему зі складними та численними динамічними процесами, зі зворотніми та перехресними зв'язками. Для врахування цих взаємодій і процесів в математичній моделі необхідно використовувати системи диференціальних рівнянь, у тому числі з урахуванням нелінійних [49].

У роботі були прийняті такі припущення: кожен рівень за висотою активної зони має складатися не більше ніж з 6 сегментів, що відображає 60° симетрію, за винятком однієї ТВЗ під номером 82, яка не входить до складу жодного з цих 6 сегментів. Також передбачено, що кожен сегмент буде розподілено на 4 ділянки для імітаційного моделювання 4 груп ТВЗ, які будуть

розділені за експлуатаційними роками. Кожен сегмент активної зони буде представлений 4 характерними ділянками груп ТВЗ.

Враховуючи всі зазначені зміни в активній зоні, була запропонована математична модель активної зони реактора з індексом i , яка відображає елементарну одиницю. Така одиниця включає три індекси: перший індекс $y(1...10)$ вказує на номер шару активної зони реактора за висотою; другий індекс $x(1...6)$ вказує на номер сектора сегмента 60° симетрії активної зони реактора; третій $z(1...4)$ вказує на номер ділянки групи ТВЗ всередині сектора. Ця модель реактора записується як $R(\delta C_b; t_{r,w,in}; \delta h; i) = AO; Q_i, t_{i,w,in}$, що дозволяє розраховувати зміни в зазначених технологічних параметрах.

Початкові значення для моделі парогенератора включатимуть вихідні параметри багатозонної моделі реактора, такі як температура теплоносія на виході з активної зони реактора та середня температура теплоносія, тоді як вихідні параметри моделі парогенератора, такі як витрата та тиск пари, будуть використовуватися як початкові для моделі турбогенератора.

Спочатку для розрахунків використовувалась точкова математична модель реактора у загальному вигляді. Однак такий підхід не дозволяв врахувати енерговиділення за висотою активної зони, що є недоліком цієї моделі, оскільки це кількісна міра стійкості реактора.

У багатоточковій математичній моделі [84] активна зона поділена за висотою на 10 характерних ділянок. Ця модель враховує розподіл параметрів лише між зонами за висотою.

У запропонованій математичній моделі параметри розподіляються не лише між зонами за висотою, а й між сегментами 60° симетрії, а також між їх ділянками. Цей розподіл відбувається на лініях зіткнення. З огляду на це, розподіл параметрів між ТВЗ має відбуватись лише між різними експлуатаційними роками цих ТВЗ. У поточній конфігурації необхідний перерозподіл технологічного параметра здійснюватиметься за одним із 6 рівнянь:

$$A_1 = \frac{A_{x,1} + A_{x,2}}{2}, \quad (2.1)$$

$$A_2 = \frac{A_{x,1} + A_{x,3}}{2}, \quad (2.2)$$

$$A_3 = \frac{A_{x,1} + A_{x,4}}{2}, \quad (2.3)$$

$$A_4 = \frac{A_{x,2} + A_{x,3}}{2}, \quad (2.4)$$

$$A_5 = \frac{A_{x,2} + A_{x,4}}{2}, \quad (2.5)$$

$$A_6 = \frac{A_{x,3} + A_{x,4}}{2}. \quad (2.6)$$

Вищезгадані вирази стосуються номера сектора сегмента 60° симетрії активної зони реактора, позначеного як x . Усі номери секторів сегмента 60° симетрії практично ідентичні та майже однакові між собою, тому відмінностей між ними немає.

Отримані формули можна використовувати в інших математичних моделях реактора для визначення значення необхідного параметра в конкретній елементарній комірці. Це відноситься до номера шару активної зони реактора за висотою $y(1\dots 10)$, номера сектора сегмента 60° симетрії активної зони реактора $x(1\dots 6)$ і номера ділянки групи ТВЗ у межах цього сектора $z(1\dots 4)$.

2.2.1 Математична модель кінетики реактора

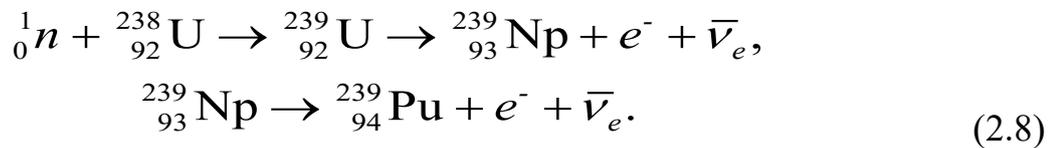
Нанесення збурень на реактор призводить до зміни густини нейтронного потоку. Ця зміна відбувається в кожній зоні за закономірністю, яка описується системою семи нелінійних диференціальних рівнянь першого порядку. Ця система передбачає врахування шести груп запізнілих нейтронів ^{235}U [69].

$$\begin{cases} \frac{d\Phi}{d\tau} = \frac{(\rho(\tau) - \beta_{ef}) \cdot \Phi(\tau)}{l} + \sum_{j=1}^6 \lambda_j \cdot C_j(\tau), \\ \frac{dC_j}{d\tau} = \frac{\beta_j \cdot \Phi(\tau)}{l} - \lambda_j \cdot C_j(\tau). \end{cases} \quad (2.7)$$

де $\Phi = 2,6721e + 8$ – усереднена густина потоку нейтронів, $\text{см}^{-2}\text{с}^{-1}$; $\rho(\tau)$ – реактивність реактора, відн. од.; β_{ef} – сумарна частка запізнілих нейтронів, відн. од.; β_j – частка запізнілих нейтронів j -ї групи, відн. од.; λ_j –

постійна розпаду попередників j -го ядра–попередника запізнілих нейтронів, s^{-1} ; l – середня тривалість життя покоління миттєвих нейтронів, с; $C_j(\tau)$ – ефективна концентрація ядер–попередників запізнілих нейтронів j -ї групи, $1/\text{см}^2 \cdot \text{с}$ [21].

Однак відомо [59], що утворення ^{239}Pu відбувається у ядерному реакторі, що працює на природному або малозбагаченому урані, основний компонент якого — ізотоп ^{238}U , за рахунок захоплення нейтронів, що виникають при спонтанному поділі урану (^{235}U , ^{238}U). Це призводить до таких ядерних реакцій:



Тому, у системі семи нелінійних диференціальних рівнянь першого порядку, згаданої раніше, не враховується зміна густини нейтронного потоку внаслідок реакцій утворення та поділу ядер ^{239}Pu . Для моделювання кінетики цих реакцій була застосована вищезгадана система диференціальних рівнянь, що залишилась незмінною за винятком певних констант та параметрів запізнілих нейтронів j -ї групи.

Оновлена система, яка враховує зміну густини нейтронного потоку від реакцій утворення та поділу ядер ^{239}Pu , об'єднує чотирнадцять нелінійних диференціальних рівнянь першого порядку. Ці рівняння передбачають вплив шести груп запізнілих нейтронів для ядер ^{235}U та шести груп запізнілих нейтронів для ядер ^{239}Pu , що дозволяє контролювати зміну густини нейтронного потоку від реакцій утворення та поділу цих ядер.

Математична модель кінетики реактора, яка враховує зміну ізотопного складу внаслідок реакції поділу ядер не лише ^{235}U , а й ^{239}Pu в активній зоні реактора, інтегрує в себе диференціальні рівняння [64]:

$$\frac{d\Phi_{i,5}}{d\tau} = \frac{(\rho(\tau) - \beta_5) \cdot \Phi_{i,5}(\tau)}{l} + \sum_{j=1}^6 \lambda_{j,5} \cdot C_{i,j,5}(\tau); \quad (2.9)$$

$$\frac{dC_{i,j,5}}{d\tau} = \frac{\beta_{j,5} \cdot \Phi_{i,5}(\tau)}{l} - \lambda_{j,5} \cdot C_{i,j,5}(\tau); \quad (2.10)$$

$$\frac{d\Phi_{i,9}}{d\tau} = \frac{(\rho(\tau) - \beta_9) \cdot \Phi_{i,9}(\tau)}{l} + \sum_{j=1}^6 \lambda_{i,j,9} \cdot C_{i,j,9}(\tau); \quad (2.11)$$

$$\frac{dC_{i,j,9}}{d\tau} = \frac{\beta_{j,9} \cdot \Phi_{i,9}(\tau)}{l} - \lambda_{j,9} \cdot C_{i,j,9}(\tau), \quad (2.12)$$

де $\Phi_i = \Phi_{i,5} + \Phi_{i,9}$ – сумарна усереднена густина потоку нейтронів в елементарній комірни активної зони, $\text{см}^{-2}\text{с}^{-1}$; $\Phi_{i,5}, \Phi_{i,9}$ – усереднена густина потоку нейтронів, відповідно, для ^{235}U , ^{239}Pu , $\text{см}^{-2}\text{с}^{-1}$; $\rho(\tau)$ – реактивність реактора, відн. од.; $\beta_5 = 0,0065$, $\beta_9 = 0,0021$ – сумарна частка запізнiлих нейтронів, відповідно, для ^{235}U та ^{239}Pu ; $l = 10\text{e} - 3$ – час життя нейтронів, с; $\lambda_{j,5}, \lambda_{j,9}$ – постійна розпаду попередників j -го ядра-попередника запізнiлих нейтронів, відповідно, для ^{235}U та ^{239}Pu , с^{-1} ; $C_{i,j,5}(\tau), C_{i,j,9}(\tau)$ – ефективна концентрація ядер-попередників запізнiлих нейтронів j -ї групи, відповідно для ^{235}U і ^{239}Pu в елементарній комірни активної зони, $1/\text{см}^2 \cdot \text{с}$; $\beta_{j,5}, \beta_{j,9}$ – частка запізнiлих нейтронів j -ї групи, відповідно, для ^{235}U та ^{239}Pu .

Значення параметрів для окремих груп запізнiлих нейтронів [63] наведені у таблиці 2.1.

Таблиця 2.1.

Значення параметрів окремих груп запізнiлих нейтронів

№ групи, j	Постійна радіоактивного розпаду попередників для ^{235}U , λ_j (с^{-1})	Частка запізнiлих нейтронів для ^{235}U , β_j (відн. од.)	Постійна радіоактивного розпаду попередників для ^{239}Pu , λ_j (с^{-1})	Частка запізнiлих нейтронів для ^{239}Pu , β_j (відн. од.)
1	0,0124	0,052e-3	0,0128	0,021e-3
2	0,0305	0,346e-3	0,0301	0,182e-3
3	0,1114	0,31e-3	0,1238	0,129e-3
4	0,3014	0,624e-3	0,3254	0,199e-3
5	1,1363	0,182e-3	1,1216	0,052e-3
6	3,0137	0,066e-3	2,6971	0,027e-3

Утворення ^{239}Pu від ^{238}U описано наступною системою диференціальних рівнянь:

$$\frac{dN_{i,8}}{d\tau} = -N_{i,8} \cdot \sigma_{f,8} \cdot \Phi_i - N_{i,8} \cdot \sigma_{c,8} \cdot \Phi_i; \quad (2.13)$$

$$\frac{dN_{i,U-9}}{d\tau} = N_{i,8} \cdot \sigma_{c,8} \cdot \Phi_i - \lambda_{U-9} \cdot N_{i,U-9}; \quad (2.14)$$

$$\frac{dN_{i,Np}}{d\tau} = \lambda_{U-9} \cdot N_{i,U-9} - \lambda_{Np} \cdot N_{i,Np}; \quad (2.15)$$

$$\frac{dN_{i,9}}{d\tau} = \lambda_{Np} \cdot N_{i,Np} - N_{i,9} \cdot \sigma_{f,9} \cdot \Phi_i - N_{i,9} \cdot \sigma_{c,9} \cdot \Phi_i, \quad (2.16)$$

де $N_{i,8}$, $N_{i,U-9}$, $N_{i,Np}$, $N_{i,9}$ – усереднена атомна концентрація, відповідно, ^{238}U , ^{239}U , ^{239}Np і ^{239}Pu , см^{-3} ; $\sigma_{f,8}$, $\sigma_{f,9}$ – мікроскопічний переріз реакції поділу, відповідно, для ^{238}U , ^{239}Pu , 10^{-24} см^2 ; $\sigma_{c,8}$, $\sigma_{c,9}$ – мікроскопічний переріз радіаційного захоплення, відповідно, ^{238}U , ^{239}Pu , 10^{-24} см^2 ; λ_{U-9} , λ_{Np} – постійна радіоактивного розпаду, відповідно для ^{235}U та ^{239}Pu , с^{-1} .

В розрахунках використано [47, 58] диференціальні рівняння швидкості утворення ^{135}Xe в результаті реакцій поділу ^{235}U та ^{239}Pu , що подаються у вигляді:

$$\frac{dN_{i,I,5}}{d\tau} = P_{I,5} \cdot \Phi_i \cdot \sigma_{f,5} \cdot N_{i,5} - \lambda_I \cdot N_{i,I,5}; \quad (2.17)$$

$$\frac{dN_{i,Xe,5}}{d\tau} = \lambda_I \cdot N_{i,I,5} - \lambda_{Xe} \cdot N_{i,Xe,5} - \Phi_i \cdot \sigma_{a,Xe} \cdot N_{i,Xe,5}; \quad (2.18)$$

$$\frac{dN_{i,I,9}}{d\tau} = P_{I,9} \cdot \Phi_i \cdot \sigma_{f,9} \cdot N_{i,9} - \lambda_I \cdot N_{i,I,9}; \quad (2.19)$$

$$\frac{dN_{i,Xe,9}}{d\tau} = P_{Xe,9} \cdot \Phi_i \cdot \sigma_{f,9} \cdot N_{i,9} + \lambda_I \cdot N_{i,I,9} - \lambda_{Xe} \cdot N_{i,Xe,9} - \Phi_i \cdot \sigma_{a,Xe} \cdot$$

$$N_{i,Xe,9}, \quad (2.20)$$

де $N_{i,I,5}$, $dN_{i,I,9}$ – усереднена атомна концентрація ^{135}I при реакції поділу, відповідно, ^{235}U і ^{239}Pu , см^{-3} ; $N_{i,Xe,5}$, $N_{i,Xe,9}$ – усереднена атомна концентрація ^{135}Xe при реакції поділу, відповідно, ^{235}U і ^{239}Pu , см^{-3} ; $P_{I,5} = 0,0629$, $P_{I,9} = 0,0654$ – ймовірність утворення ^{135}I під час поділу, відповідно, ^{238}U та ^{239}Pu ; $P_{Xe,5} = 0,00258$, $P_{Xe,9} = 0,0108$ – ймовірність утворення ^{135}Xe при реакції поділу, відповідно, ^{235}U і ^{239}Pu , см^{-3} ; $\sigma_{a,Xe} = 2,72\text{e} - 18$, $\sigma_{f,5} = 680,9\text{e} - 24$ – мікроскопічний перетин поглинання та перетин поділу, відповідно, для ^{135}Xe

та ^{235}U , см^2 ; $N_{i,5}$ – усереднена атомна концентрація ^{235}U , см^2 ; $\lambda_I = 2,87\text{e} - 5$, $\lambda_{Xe} = 2,09\text{e} - 5$ – постійні радіоактивного розпаду ^{135}I та ^{135}Xe , с^{-1} .

2.2.2. Математична модель енерговиділення

Під час роботи реактора поділ ядер палива призводить до виділення тепла. Значна частина цієї теплової енергії (85%) походить від кінетичної енергії уламків поділу. Ця енергія практично миттєво перетворюється на тепло. Крім того, під час цього процесу виникає енергія випромінювання (0.7%). Також важливо зазначити, що уповільнення нейтронів супроводжується виділенням близько 2.6% теплової енергії [15, 44, 62].

Було вирішено використовувати модель енерговиділення, що включає в себе рівняння для обчислення енерговиділення [62] активної зони реактора:

$$Q_i(\tau) = \Phi_i(\tau) \cdot V_i \cdot \Sigma_f \cdot E_f, \quad (2.21)$$

де $V_i = 32765$ – об'єм елементарної одиниці активної зони, см^3 ; Σ_f – макроскопічний переріз поділу палива, см^{-1} ; E_f – енергія поділу одного ядра, Дж.

Цей вираз охоплював лише енерговиділення від розпаду ^{235}U в активній зоні реактора. Для розрахунку енерговиділення при розпаді ^{239}Pu в активній зоні було використане те саме рівняння, але з іншими коефіцієнтами.

Отримана математична модель енерговиділення враховує виділення енергії під час поділу ядер ^{235}U та ^{239}Pu :

$$Q_i(\tau) = \Phi_i(\tau) \cdot V_i \cdot (\Sigma_{f,5} \cdot E_{f,5} + \Sigma_{f,9} \cdot E_{f,9}), \quad (2.22)$$

де $\Sigma_{f,5} = 583,5$, $\Sigma_{f,9} = 744$ – макроскопічний переріз поділу, відповідно, ^{235}U та ^{239}Pu , барн; $E_{f,5} = 3,270\text{e} - 11$, $E_{f,9} = 3,369\text{e} - 11$ – енергія поділу одного ядра, відповідно, ^{235}U , ^{239}Pu , Дж.

2.2.3. Математична модель передачі енергії паливу і теплоносію

У роботі [69] наведено рівняння балансу тепла для твелів активної зони реактора, враховуючи розподіл активної зони за висотою, секторами симетрії 60° та окремими ділянками групи ТВЗ у межах кожного сектора. Вираз має наступний вигляд:

$$Q_i(\tau) = c_{p,f} \cdot m_{i,f} \cdot \frac{dt_{i,f}}{d\tau} + \alpha \cdot F_i(t_{i,f} - t_{i,w}); \quad (2.23)$$

$$\alpha \cdot F_i(t_{i,f} - t_{i,w}) = c_{p,w} \cdot m_{i,w} \cdot \frac{dt_{i,w}}{d\tau} + \frac{2 \cdot c_{p,w} \cdot m_{i,w}}{\tau_0} \cdot (t_{i,w,out} - t_{i,w,in}), \quad (2.24)$$

де $c_{p,f} = 376$, $c_{p,w} = 5912$ – питома теплоємність, відповідно, палива та теплоносія, Дж/(кг·К); $m_{i,f} = 787$, $m_{i,w} = 1574$ – маса, відповідно, палива та теплоносія, кг; $t_{i,f} = 876$, $t_{i,w} = 301$ – температура, відповідно, палива та теплоносія, °С; $t_{i,w,in} = 287$ – температура теплоносія на вході і-тої зони, °С; $\alpha = 389,37$ – коефіцієнт теплопередачі від поверхні твелів до теплоносія, Вт/(м²·К); $F_i = 5136,456$ – площа поверхні твелів, яка передає тепло, м²; $\tau_0 = 5$ – час проходження теплоносія через одиницю активної зони, с.

2.2.4. Математична модель ефектів реактивності

Збурення реактивності активної зони [20] представлене сукупністю різних ефектів [6]:

$$\delta\rho_i = \delta\rho_{i,r} + \delta\rho_{i,b} + \delta\rho_{i,N} + \delta\rho_{i,Xe} + \delta\rho_{i,t}, \quad (2.25)$$

де $\delta\rho_{i,r}$, $\delta\rho_{i,b}$, $\delta\rho_{i,N}$, $\delta\rho_{i,Xe}$, $\delta\rho_{i,t}$ – ефект реактивності, внесений, відповідно, регулюючою групою ОР СУЗ, концентрацією борної кислоти в теплоносії першого контуру, зміною потужності реактора, концентрацією отруйників у паливі, зміною температури теплоносія першого контуру.

Для визначення реактивності, внесеної регулюючою групою ОР СУЗ [48], використовується наступне рівняння:

$$\delta\rho_{i,r} = \frac{\partial\rho_i}{\partial h_{i,r}} \delta h_{i,r}, \quad (2.26)$$

де $\frac{\partial\rho_i}{\partial h_{i,r}} = 0,00003$ – коефіцієнт реактивності від положення ОР СУЗ, 1/см; $\delta h_{i,r}$ – відхилення положення ОР СУЗ.

Для визначення ефекту реактивності, внесеного зміною концентрації борної кислоти у теплоносії першого контуру [6], використовується наступне рівняння:

$$\delta\rho_{i,b} = \frac{\partial\rho_i}{\partial C_{i,b}} \delta C_{i,b}, \quad (2.27)$$

де $\frac{\partial \rho_i}{\partial C_{i,b}} = -0,01581$ – коефіцієнт реактивності від концентрації БК, г/кг;

$\delta C_{i,b}$ – відхилення концентрації БК.

Ефект реактивності, спричинений зміною потужності реактора, визначається наступним чином [51]:

$$\delta \rho_{i,N} = \frac{\partial \rho_i}{\partial N} \delta N, \quad (2.28)$$

де $\frac{\partial \rho_i}{\partial N} = -1,16e - 6$ – коефіцієнт реактивності від потужності реактора, 1/МВт; δN – відхилення потужності реактора.

Зміну реактивності через отруєння активної зони реактора ксеноном [51] визначено наступним чином:

$$\delta \rho_{i,Xe} = \frac{\partial \rho}{\partial N_{Xe}} \delta N_{i,Xe}, \quad (2.29)$$

де $\frac{\partial \rho}{\partial N_{Xe}}$ – коефіцієнт реактивності від концентрації ^{135}Xe ; $\delta N_{i,Xe}$ – відхилення концентрації ^{135}Xe .

Для визначення ефекту реактивності, спричиненого зміною температури теплоносія [6], застосовано диференціальне рівняння:

$$\delta \rho_{i,t} = \frac{\partial \rho_i}{\partial t_w} \delta t_{i,w}, \quad (2.30)$$

де $\frac{\partial \rho_i}{\partial t_w} = -6,7e - 5$ – коефіцієнт температурного ефекту реактивності, 1/°C; $\delta t_{i,w}$ – відхилення температури теплоносія.

2.3. Математична модель парогенератора

Парогенератор – це горизонтальний однокорпусний двоконтурний теплообмінник із заглибним трубним пучком. Його основне призначення – створення сухої насиченої пари із води другого контуру [109].

Передача тепла в парогенераторі через поверхню трубопроводу передбачає створення перепаду температур між теплоносієм і робочим тілом. Щоб не допустити кипіння в реакторі необхідно утримувати тиск у першому

контурі значно вище, ніж у другому контурі [56]. Це призводить до того, що параметри робочого тіла на двоконтурних АЕС з ВВЕР завжди залишаються нижчими, ніж параметри теплоносія.

Контроль живлення парогенератора полягає у збереженні матеріального балансу між відводом пари, продувкою та подачею живильної води. Рівень води в парогенераторі є параметром, що відображає матеріальний баланс [108].

Досягнення стійкого рівня води в парогенераторі є об'єктивною вимогою, особливо в системах парогенератора ЯЕУ з ВВЕР-1000, де номінальний рівень становить 2450 мм від внутрішньої поверхні корпусу, з точністю підтримки рівня у статичних умовах ± 50 мм, та у динаміці ± 150 мм з урахуванням нечутливості регулятора [52, 109]. Підвищення рівня води призводить до затоплення та може спричинити проблеми з роботою сепараційних пристроїв, а його зниження – до оголення нагрівальних поверхонь.

Математичну модель парогенератора представлено в роботах [108, 109] у вигляді $SG(t_{sg,w,in}(\tau); G_{sg,w,out}(\tau)) = t_{sg,w,out}(\tau); p_{st}(\tau)$, описану як систему диференціальних рівнянь [83]:

$$\left\{ \begin{array}{l} \frac{dM_{FW}}{d\tau} = G_{FW}(\tau) - G_{ST}(\tau) - D_{GS}(\tau), \end{array} \right. \quad (2.31)$$

$$\left\{ \begin{array}{l} \frac{dV_{FW}}{d\tau} = \frac{1}{\rho'} \frac{dM_{FW}}{d\tau}, \end{array} \right. \quad (2.32)$$

$$\left\{ \begin{array}{l} T \frac{dV_{ST}}{d\tau} + V_{ST}(\tau) = \frac{T}{\rho''} D_{GS}(\tau) - \frac{T}{\rho''} V_{ST}(\tau) \frac{d\rho''}{dP} \frac{dP}{d\tau}, \end{array} \right. \quad (2.33)$$

$$\left\{ \begin{array}{l} D_{GS}(\tau) = \frac{1}{r} \left[Q_{RG}(\tau) - G_{FW}(\tau)(i'' - i_{FW}) - \left(V_{FW}(\tau)\rho' \frac{di'}{dP} + V_{ST}(\tau)\rho'' \frac{di''}{dP} \right) \frac{dP}{d\tau} \right], \end{array} \right. \quad (2.34)$$

$$\left\{ \begin{array}{l} Q_{RG}(\tau) = kF_e(t_{AV}(\tau) - \frac{dt_S}{dP} P(\tau)), \end{array} \right. \quad (2.35)$$

$$\left\{ \begin{array}{l} T_2 \frac{dt_{2E}}{d\tau} + t_{2E}(\tau) = t'(\tau), \end{array} \right. \quad (2.36)$$

$$\left\{ \begin{array}{l} T_P \frac{dP}{d\tau} + P(\tau) = -K_1 G_{ST}(\tau) + K_2 t_{2E}(\tau) - K_3 G_{FW}(\tau). \end{array} \right. \quad (2.37)$$

Рівняння перше у системі представляє собою рівняння збереження маси речовини в парогенераторі, де $M_{FW}(\tau) = 32950$ – маса живильної води, кг; $G_{FW}(\tau) = 412$ – витрата живильної води, кг/с; $G_{ST}(\tau)$ – витрата пари, кг/с; $D_{GS}(\tau)$ – кількість генерованої пари, кг.

Рівняння друге визначає зв'язок між зміною об'єму живильної води та її масою у парогенераторі, де $V_{FW}(\tau)$ – об'єм живильної води в ПГ, м³; $\rho' = 760,14$ – густина живильної води на лінії насичення, кг/м³.

Рівняння третє визначає зв'язок між масою утвореного пару та його об'ємом у парогенераторі. Тут $T = \frac{V_{ST_0}\rho''}{G_{ST_0}}$, де $V_{ST_0} = 39,6$ – об'єм пари в ПГ в номінальному режимі, м³; $G_{ST_0} = 408$ – витрата пари в номінальному режимі, кг/с; $V_{ST}(\tau)$ – об'єм пари, м³; $\rho'' = 30,308$ – густина пари на лінії насичення, кг/м³; $P(\tau)$ – тиск насиченої пари, МПа.

Рівняння четверте системи показує, як зміна теплового потоку від першого контуру, об'єму пари й живильної води в парогенераторі вплине на кількість утвореної пари. Тут $r = i'' - i'$ – теплота пароутворення, кДж/кг; $i'' = 2784,3$ – ентальпія пари на лінії насичення, кДж/кг; $i' = 1208,45$ –

ентальпія живильної води на лінії насичення, кДж/кг; $i_{FW} = 944,7004$ – ентальпія живильної води в номінальному режимі, кДж/кг; $Q_{RG}(\tau)$ – кількість теплоти переданої від реактора до парогенератора, МВт.

Рівняння п'яте ілюструє вплив зміни середньої температури теплоносія в першому контурі та температури живильної води на лінії насичення на кількість переданої теплоти від реактора до парогенератора. Тут $F_e = 6115$ – сумарна ефективна площа поверхонь нагріву в парогенераторі, м²; $k = 4,458$ – коефіцієнт теплопередачі, Вт/м²·К; $t_{AV}(\tau)$ – середня температура теплоносія, °С; $t_S(\tau)$ – температура теплоносія на лінії насичення, °С.

Рівняння шосте в системі враховує запізнювання теплового потоку під час зміни температури теплоносія. Тут $T_2 = 3$ – еквівалентна постійна часу труб, які нагрівають теплоносії, с; $t_{2E}(\tau)$ – еквівалентна температура, °С; $t'(\tau)$ – температура теплоносія на вході в парогенератор, °С.

Рівняння сьоме в системі відображає, як зміни у витраті пари, еквівалентній температурі і витраті живильної води впливають на тиск пари, де i_{FW} – ентальпія живильної води, кДж/кг;

$$T_P = B_0 \frac{\rho' \rho''}{\rho' - \rho''} \frac{1}{A},$$

$$A = \frac{\rho''}{\rho' - \rho''} \frac{G_{ST0}}{P_0} + \frac{1}{r} G_C C_C \frac{dt_S}{dP},$$

$$B_0 = \frac{M_{ST}}{(\rho')^2} \frac{d\rho'}{dP} + \frac{M_{ST}}{(\rho'')^2} \frac{d\rho''}{dP} + \frac{1}{r} \left(\frac{1}{\rho''} - \frac{1}{\rho'} \right) \left(M_{FW} \frac{di'}{dP} + M_{ST} \frac{di''}{dP} \right),$$

$$K_1 = \frac{\rho'}{\rho' - \rho''} \frac{1}{A},$$

$$K_2 = \frac{1}{r} \frac{G_C C_C P_{FW}}{A},$$

$$K_3 = \left(\frac{i' - i_{FW}}{r} - \frac{\rho''}{\rho' - \rho''} \right) \frac{1}{A},$$

де $G_C = 4464,28$ – витрата теплоносія, кг/с; T_P – еквівалентна температура пари при зміні тиску пари, °С; $C_{p_{FW}}$ – теплоємність живильної води, кДж/(кг · °С).

2.4. Математична модель турбогенератора

Порівняно з процесами у парогенеруючих установках, процеси в турбогенераторах відносяться до швидких. Це дає змогу застосовувати наближене математичне описання.

Модель турбогенератора $TG(p_{st}(\tau); N_e) = G_{st}(\tau); N_t(\tau)$; охоплює два ключових компоненти, а саме турбіну і генератор. Генератору притаманні динамічні процеси з низькою інерційністю, через це електрична потужність відповідає механічній енергії ротора турбіни [19, 35]. Втрати енергії в генераторі знаходяться на рівні 5%, тобто $N_G = 0.95N_T$.

Турбогенератор може бути піддано наступним збуренням [120]:

- зміна потужності генератора;
- зміна тиску пари перед ГПК;
- зміна установленого значення частоти обертань ротора турбіни.

При зміні будь-якого з цих параметрів буде змінюватися і потужність.

Коли енергоблок функціонує в енергосистемі частота обертання ротора турбіни регламентується частотою в мережі. Номінальне значення складає 50 Гц, і навіть при позаштатних ситуаціях не має перевищувати відхилення у $\pm 0,5$ Гц. Виходячи з цього, частота обертання ротора турбогенератора залишається постійною. З урахуванням викладеного, модель турбогенератора описується наступними рівняннями [83]:

$$G_{ST_1}(\tau) = \frac{G_{ST_0}}{P_0} P(\tau),$$

$$\alpha_1 T_G \frac{dG_{ST_2}}{d\tau} + G_{ST_2}(\tau) = \frac{G_{ST_0}}{N_{G_0}} \left(1 - \frac{1}{\alpha}\right),$$

$$G_{ST_3}(\tau) = \frac{G_{ST_0}}{N_{G_0}} \frac{1}{\alpha} N_G(\tau),$$

де $T_G = 0.95 \frac{M_{ST_0}}{G_{ST_0}} = 7,1$ – постійна часу, що враховує коефіцієнт корисної дії генератора, с; $\alpha_1 = 0,3731$ – коефіцієнт, що визначається як співвідношення ефективного теплоперепаду в частині високого тиску до

загального ефективного теплоперепаду у високо- та низькотискових частинах турбіни; $N_{G_0} = 1000$ – потужність генератора в номінальному режимі, МВт; $P_0 = 6,3$ – тиск пари в парогенераторі в номінальному режимі, МПа.

Сумарна витрата пари [83, 108]:

$$G_{ST}(\tau) = G_{ST_1}(\tau) + G_{ST_2}(\tau) + G_{ST_3}(\tau)$$

Потужність турбіни визначається рівнянням [12]:

$$N_T(\tau) = \frac{N_{G_0}}{G_{ST_0}} G_{ST}(\tau),$$

де $N_T(\tau)$ – потужність турбіни, МВт.

2.5. Математична модель урахування запізнювання теплоносія у трубопроводах

У зв'язку з обмеженою швидкістю переміщення теплоносія в першому контурі, потрібно враховувати затримку в передачі тепла між реактором та парогенератором в обидва напрямки [26].

Це запізнення виражається в експоненційному вигляді [83, 96]:

$$T_{PL_1} \frac{dt_{sg,w,in}}{d\tau} + t_{sg,w,in}(\tau) = t_{r,w,out}(\tau);$$

$$T_{PL_2} \frac{dt_{r,w,in}}{d\tau} + t_{r,w,in}(\tau) = t_{sg,w,out}(\tau),$$

де $t_{sg,w,in}(\tau)$ та $t_{sg,w,out}(\tau)$ – температура теплоносія першого контуру на вході та виході з парогенератора, °С; $T_{PL_1} = 1,3$, $T_{PL_2} = 3,3$ – постійні часу, що залежать від швидкості теплоносія першого контуру та довжини трубопроводу від реактора до парогенератора в обох напрямках, с; $t_{r,w,in}(\tau)$, $t_{r,w,out}(\tau)$ – температура теплоносія на вході та виході активної зони, °С.

У стаціонарному режимі можна спростити модель, не враховуючи втрати тепла, і записати наступне:

$$t_{sg,w,in}(\tau) = t_{r,w,out}(\tau);$$

$$t_{sg,w,out}(\tau) = t_{r,w,in}(\tau).$$

2.6. Математична модель енергоблоку як об'єкта керування

Математична модель енергоблоку має загальний вигляд, як показано [83, 96]:

$$\text{unit}(R; SG; TG; PL; \delta h; \delta C_b; N_e) = AO; t_{r,w,out}; t_{r,w,in}; t_{r,w,av}; p_{st}.$$

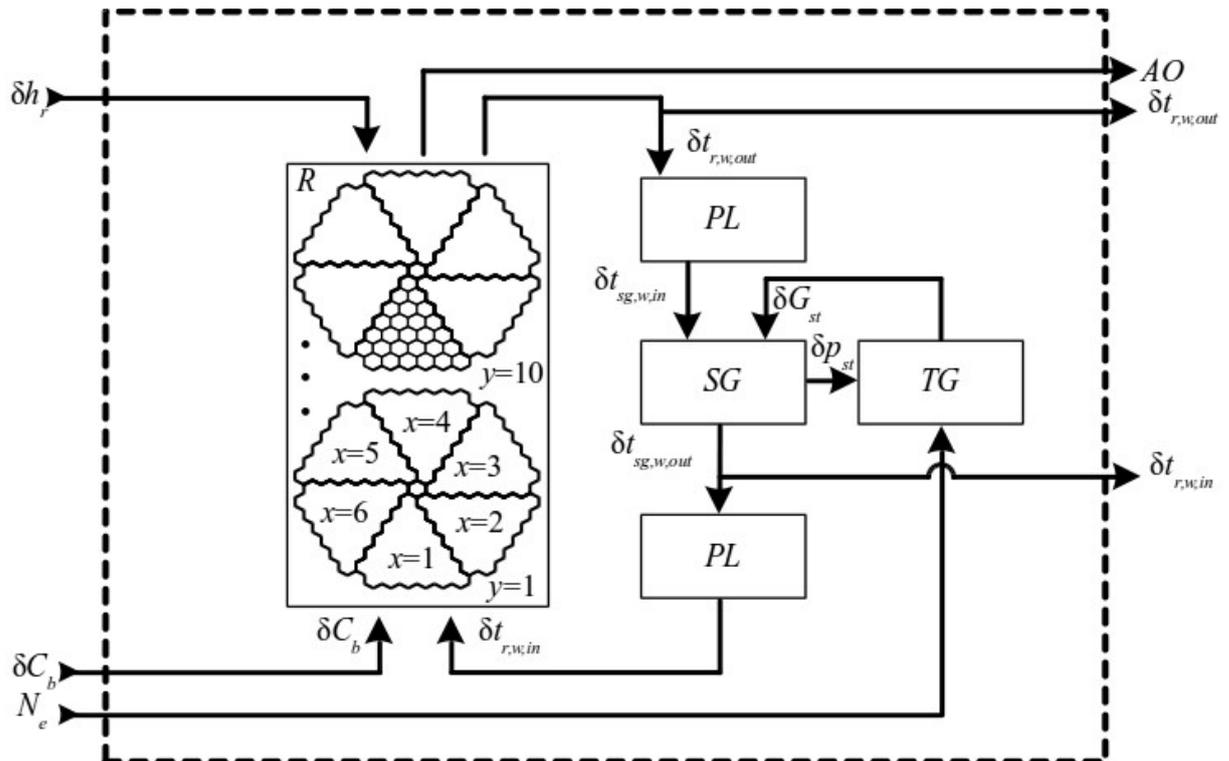


Рис. 2.3. Схема математичної моделі енергоблоку з розподіленою активною зоною реактора

На схемі математичної моделі енергоблоку, показаної на рис. 2.3, зображено такі елементи: SG – модель парогенератора, $SG(t_{sg,w,in}(\tau); G_{sg,w,out}(\tau)) = t_{sg,w,out}(\tau); p_{st}(\tau)$; PL – модель, яка враховує транспортне запізнення теплоносія, що пересувається по трубопроводах від реактора до парогенератора та у зворотному напрямку, $PL(t_{sg,w,out}(\tau); t_{r,w,out}(\tau)) = t_{r,w,in}(\tau); t_{sg,w,in}(\tau)$; TG – модель турбогенератора, $TG(p_{st}(\tau); N_e) = G_{st}(\tau); N_t(\tau)$; R – модель реактора, що дає

можливість визначати зміну вказаних технологічних параметрів в активній зоні, $R(\delta C_b; t_{r,w,in}; \delta h; i) = AO; Q_i, t_{i,w,in}$.

В наведених моделях: δh – відхилення положення ОР СУЗ (органів регулювання системи управління та захисту), см; δC_b – відхилення концентрації борної кислоти в теплоносії, г/кг; N_e – електрична потужність, МВт; AO – аксіальний офсет, %; $t_{r,w,out}$ – температура теплоносія першого контуру на виході з реактора, °С; $t_{r,w,in}$ – температура теплоносія першого контуру на вході в реактор, °С; $t_{r,w,av}$ – середня температура теплоносія першого контуру, °С; p_{st} – тиск насиченої пари на вході в парову турбіну, МПа; $t_{sg,w,in}$ – температура теплоносія першого контуру на вході парогенератора, °С; G_{st} – витрата пари, кг/с; $t_{sg,w,out}$ – температура теплоносія першого контуру на виході парогенератора, °С; N_t – теплова потужність турбіни, МВт; i – значення необхідного технологічного параметра по групам теплової збірки; Q_i – питома енерговиділення палива у розрахунковій комірці активної зони реактора; $t_{i,w,out}$ – температура теплоносія першого контуру на виході з розрахункової комірки активної зони, °С.

У роботі [83] була представлена модель реактора $R(\delta C_b; t_{r,w,in}; \delta h; i) = AO; Q_i, t_{i,w,in}$, яка є розподіленою в просторі багатозонною моделлю, де кожна комірka є моделлю з зосередженими параметрами.

Математична модель комірки реактора враховує енергію, яка виділяється під час поділу ядер ^{235}U і ^{239}Pu . Окрім цього, запропонована модель включає моделі двох одночасних керуючих впливів: зміни концентрації розчину борної кислоти в теплоносії та положення регулюючих стрижнів. Запропонований поділ активної зони дозволяє розглядати математичну модель реактора як модель з розподіленими у просторі параметрами. Це дозволяє розраховувати зміну таких технологічних параметрів об'єкта керування як AO , $t_{r,w,out}$, $t_{r,w,av}$, p_{st} в різних секторах симетрії та висотних шарах активної зони, а також в теплових збірках.

Коли йдеться про метод управління для підтримки заданого аксіального офсету [16, 50, 77], виникає задача оптимального регулювання енерговиділення при ксеноновому процесі. Ця задача формулюється так:

$$\min \int_{t_0}^{t_f} dt \|p(r, t) - p_d(r, t)\|, \text{ при } \min \int_{t_0}^{t_f} dt \|Q(t) - Q_{set}(t)\|, \quad (2.38)$$

для будь-яких t_0 та t_f . Граничний випадок $\|p(r, t) - p_d(r, t)\| \rightarrow 0, \|Q(t) - Q_{set}(t)\| \rightarrow 0$ у загальному випадку не має нетривіальних рішень. Однак, використовуючи фізичні та технічні передумови, задачу (2.1) можна приблизно замінити на $\|p(r, t) - p_d(r, t)\| \approx 0, \|Q(t) - Q_{set}(t)\| \approx 0$. Управління, що отримується в результаті, або метод регулювання розглядаються як оптимальні приблизно з урахуванням зроблених зауважень.

З використанням методу, описаного в [50], для визначення зв'язку між аксіальним офсетом (АО) та відносним об'ємним енерговиділенням у нижній (k_{vi}) та верхній (k_{vi}^*) половинах активної зони реактора для повного числа елементарних об'ємів N , одержуємо:

$$AO = \frac{(k_{vj} - k_{vj}^*)}{N} + \frac{\sum_{i \neq j}^{N/2-1} (k_{vi} - k_{vi}^*)}{N} \approx \frac{\sum_{i \neq j}^{N/2-1} (k_{vi} - k_{vi}^*)}{N - 2b_j},$$

за умови $(k_{vi} - k_{vi}^*)/2 \approx b_i$, отримуємо $k_{vi} \approx (1 \pm AO)b_i$. Тут знак "+" відповідає нижній половині активної зони, а "-" – верхній. Перейшовши до ділянки s твела в обраному обсязі i , отримуємо лінійне навантаження $q_{is} = k_{vi}k_{ks}Q/L$ та стрибок навантаження $\Delta q_{is} = k_{ks}[(k_{vi} + \Delta k_{vi})(Q + \Delta Q)/L - k_{vi}Q/L]$. Виражаючи k_{vi} через АО та позначивши кінцеву потужність $Q_K = Q + \Delta Q$ та офсет $AO_K = AO + \Delta AO$, отримуємо $\Delta q_{is} = [\Delta Q \pm (AO_K Q_K - AO \cdot Q)]k_{ks}b_i/L$. Мінімум стрибків, згідно з умовою оптимума (2.38), можна знайти, визначивши $\min(\Delta q_{\text{верх}}^2 + \Delta q_{\text{низ}}^2)$. Такий мінімум за будь-якої зміни потужності єдиний: $AO_K = AO = 0$.

У цій інтерпретації задача оптимального управління, спрямована на забезпечення стабільного енерговиділення, зводиться до проблеми збільшення асимптотичної стійкості у великому полі нейтронів, що означає розширення області збурень. Енергорозподіл ϵ , як відомо, функцію розподілу щільності

поток нейтронів $p(r, t) = \varepsilon \Sigma_f(r, t) \phi(r, t)$. Залежність $\Sigma_f(r, t)$ від часу, як було зазначено раніше, у задачах з ксеноном дуже мала, і стійкість розподілу нейтронів прямо співвідноситься зі стійкістю енергорозподілу.

Реактор ВВЕР-1000 був спроектований для базового навантаження [11, 101], і його маневреність є складною задачею, в якій основною регульованою величиною є аксіальний офсет (АО) [77]. Принцип методу підтримки заданого значення АО [13] в активній зоні реактора ВВЕР-1000/В-320 був розроблений на основі критичного аналізу результатів попередніх досліджень, узагальнення об'єму розрахункових даних і експлуатаційного досвіду різних атомних електростанцій. Цей метод можна віднести до класу евристичних методів теорії оптимальних процесів. Його перевага полягає в тому, що він заснований на реально існуючих засобах управління і може бути приведений до технічної реалізації.

Практично кожна зміна параметрів активної зони ВВЕР-1000, таких як потужність реакторної установки, температура, витрата теплоносія, положення регулюючих стрижнів ОР СУЗ, концентрація борної кислоти в поглиначі та інші може викликати зміну значення аксіального офсету.

Потрібно передбачати заздалегідь, чи існує та яке конкретне положення ОР СУЗ, здатне забезпечити задане значення аксіального офсету при певному фіксованому рівні потужності, і також враховувати, яку реактивність при цьому необхідно буде компенсувати за допомогою інших засобів впливу, оскільки всі засоби регулювання аксіального офсету впливають на інші параметри активної зони, зокрема, на потужність реактора, через положення регулюючих стрижнів СУЗ.

У таблиці 2.2 наведено основні залежності змін аксіального офсету від зміни експлуатаційних параметрів реакторної установки [39]. Положення груп регулюючих стрижнів системи управління та захисту сприймається як основний засіб управління АО.

Основні збурюючі впливи на АО

Аксіальний офсет									
АО ↑	АО ↓	АО ↓	АО ↑	АО ↓	АО ↑	АО ↓	АО ↑	АО ↓	АО ↑
Теплова потужність	Положення регулюючої групи ОР СУЗ у верхній половині а.з.			Витрата теплоносія	Концентрація БК у теплоносії		Температура теплоносія на вході до а.з.		
$Q \uparrow$	$Q \downarrow$	$H_k \uparrow$	$H_k \downarrow$	$G \uparrow$	$G \downarrow$	$C_{\delta} \uparrow$	$C_{\delta} \downarrow$	$T_{ex} \uparrow$	$T_{ex} \downarrow$

Як бажаний результат управління приймається мінімізація коливань аксіального офсету як під час, так і після завершення перехідного процесу, навіть при складному графіку теплового навантаження ЯЕУ. У стаціонарному режимі роботи реакторної установки до моменту часу t_1 , АО може бути представлений як функція від параметрів стану активної зони ("стан 1"):

$${}^1AO = f(t_1, {}^1Q; {}^1T_{ex}; {}^1H_{10}; {}^1H_5; \dots),$$

де: 1Q - теплова потужність реакторної установки у "стані 1"; ${}^1T_{ex}$ - відповідна температура теплоносія на вході в активну зону; ${}^1H_{10}$ - положення групи № 10 ОР СУЗ; 1H_5 - положення групи № 5 ОР СУЗ.

У момент часу t_1 реактор починає перехід до стаціонарного "стану 2", що характеризується параметрами 2Q , ${}^2T_{ex}$, ${}^2H_{10}$, 2H_5 , ..., з відповідним аксіальним офсетом:

$${}^2AO = f(t_2, {}^2Q; {}^2T_{ex}; {}^2H_{10}; {}^2H_5; \dots),$$

де t_2 - момент часу, коли буде досягнуто нового стаціонарного стану.

На основі даних експлуатації різних атомних електростанцій можна зробити висновок, що якщо виконується умова ${}^1AO = {}^2AO$, то перехідний процес відбуватиметься з мінімальними змінами аксіального офсету. У цьому випадку тривалість перехідного процесу $t_2 - t_1$ не відіграє ролі. Отже, задача зводиться до розв'язання рівняння:

$$f(^1Q, ^1T_{ex}, ^1H_{10}, ^1H_5, \dots) = f(^2Q, ^2T_{ex}, ^2H_{10}, ^2H_5, \dots) \quad (2.39)$$

щодо невідомих $^2H_{10}$ та 2H_5 .

Якщо потрібно реалізувати складний графік зміни теплової потужності атомного реактора з послідовними переходами між рівнями $^1Q, \dots, ^nQ$, мінімізація коливань аксіального офсету як під час роботи за цим графіком, так і в подальшому забезпечується виконанням рівності:

$$f(^1Q, ^1T_{ex}, ^1H_{10}, ^1H_5, \dots) = f(^2Q, ^2T_{ex}, ^2H_{10}, ^2H_5, \dots) = \dots = f(^nQ, ^nT_{ex}, ^nH_{10}, ^nH_5, \dots) \quad (2.40)$$

При цьому тривалість роботи реактора між переходами на різні рівні потужності не має значення, що означає відсутність необхідності очікування завершення процесу перерозподілу ^{135}Xe в активній зоні. Суть методу підтримки заданого аксіального офсету характеризується принципом, що виражається рівняннями (2.39) та (2.40).

Для обчислення вихідних параметрів математичної моделі ЯЕУ (див. рис. 2.3), таких як AO , Φ_i , Q_i , $t_{i,w,out}$, $t_{i,f}$, застосовуються рівняння, що мають наступний вигляд:

$$AO = \frac{(\sum_{a=6}^{10} \sum_{b=1}^6 \sum_{c=1}^4 (Q_{y_a, x_b, z_c, top})) - (\sum_{a=1}^5 \sum_{b=1}^6 \sum_{c=1}^4 (Q_{y_a, x_b, z_c, bot}))}{(\sum_{a=6}^{10} \sum_{b=1}^6 \sum_{c=1}^4 (Q_{y_a, x_b, z_c, top})) + (\sum_{a=1}^5 \sum_{b=1}^6 \sum_{c=1}^4 (Q_{y_a, x_b, z_c, bot}))} 100\%$$

$$\Phi_i = \sum_{a=1}^{10} \sum_{b=1}^6 \sum_{c=1}^4 (\Phi_{y_a, x_b, z_c})$$

$$Q_i = \sum_{a=1}^{10} \sum_{b=1}^6 \sum_{c=1}^4 (Q_{y_a, x_b, z_c})$$

$$t_{i,w,out} = \frac{\sum_{y=6}^{10} \sum_{x=1}^6 \sum_{z=1}^4 (t_{y,x,z,w,out})}{(\sum_{y=10}^{10} y) + (\sum_{x=1}^6 x) + (\sum_{z=1}^4 z)}$$

$$t_{i,f} = \frac{\sum_{y=6}^{10} \sum_{x=1}^6 \sum_{z=1}^4 (t_{y,x,z,f})}{(\sum_{y=10}^{10} y) + (\sum_{x=1}^6 x) + (\sum_{z=1}^4 z)}$$

Основою математичного моделювання ЯЕУ є математичні моделі ядерного реактора [96, 119] і технічного обладнання другого контуру [120].

Результатом розв'язання задачі дисертаційної роботи, яка була сформульована на початку розділу можна вважати подальший розвиток

тривимірної математичної моделі активної зони ядерного реактора типу ВВЕР, яка на відміну від існуючих, реалізувала можливість розрахунку вектору керуючого впливу на основі характеристик гомогенного і гетерогенного поглиначів нейтронів, що дало змогу автоматизованого управління в реальному часі при компенсації зовнішніх збурень для підтримки сталості регулюючого параметру у вигляді електричної потужності та кількісної міри сталості реактора у вигляді аксіального офсету як міри безпеки експлуатації.

2.7 Висновки до розділу

1. У другому розділі дисертаційної роботи була представлена комплексна математична модель енергоблоку АЕС з реактором ВВЕР-1000. Вона складається з моделі реактора, що охоплює моделі кінетики реактора, енерговиділення, теплопередачі, ефектів реактивності, а також з математичних моделей парогенератора, турбогенератора та інших важливих систем.

2. Модель ЯЕУ розглядається як розподілена в просторі багатозонна модель, де кожна комірка є моделлю з зосередженими параметрами. Модель включає керуючі впливи: зміну концентрації борної кислоти та положення регулюючих стрижнів. Математична модель кінетики враховує не тільки реакції поділу ядер ^{235}U , а й утворення та поділ ядер ^{239}Pu , що значно розширює можливості точкової моделі та забезпечує більш точне відтворення динаміки реактора. Модель енерговиділення враховує енергії утворену під час поділу ядер ^{235}U та ^{239}Pu , а модель теплопередачі надає деталізований опис теплових процесів у реакторі. Моделі ефектів реактивності враховують вплив різних факторів, таких як регулююча група, концентрація борної кислоти, зміна потужності та температури. Ці моделі дозволяють аналізувати та контролювати збурення реактивності в аварійних ситуаціях.

3. Модель парогенератора включає детальний опис процесів теплообміну та утворення пари, зосереджуючись на важливості підтримання сталість рівня води. Запропоновані рівняння системи для парогенератора описують зв'язки між різними параметрами, такими як об'єм живильної води, маса та об'єм утвореної пари, температурні та теплові впливи, тиск пари і витрата пари. Ці рівняння дозволяють детально моделювати та досліджувати процеси в парогенераторі для забезпечення безпеки та ефективності технологічних процесів.

4. Модель турбогенератора враховує важливі аспекти динаміки турбогенераторного агрегату, включаючи взаємодію турбіни та генератора. Модель описує динаміку турбогенераторного агрегату, враховуючи зміни в потужності генератора, тиску пари та частоті обертань ротора турбіни. Ця модель важлива для вивчення та контролю швидких процесів у реакторі.

5. Застосування моделі урахування запізнювання теплоносія дозволяє враховувати обмежену швидкість переміщення теплоносія та його вплив на теплові процеси.

6. Представлені математичні моделі не лише враховують ключові процеси у ЯЕУ, але й надають можливості для управління та оптимізації реакторів типу ВВЕР. Ці моделі є важливим інструментом для подальших досліджень, прогнозування та управління енергетичними процесами, оптимізації роботи реактора та покращення систем управління ядерною енергетичною установкою. Вони відкривають можливості для проведення чисельних експериментів та удосконалення проектування ядерних реакторів, що сприяє розвитку безпечної та ефективної ядерної енергетики у різних умовах експлуатації.

РОЗДІЛ 3

ІМІТАЦІЙНЕ МОДЕЛЮВАННЯ КЕРУВАННЯ ЕНЕРГОБЛОКОМ З ВВЕР-1000 ПРИ ВНУТРІШНІХ ТА ЗОВНІШНІХ ЗБУРЕННЯХ

Для досягнення мети дисертаційного дослідження необхідно удосконалити метод автоматизованого управління плановою зміною потужності ЯЕУ з ВВЕР–1000, на базі математичної моделі реактивності активної зони. Для розв’язання такої задачі необхідно дослідити структуру багатозонної моделі реактору, розробити імітаційну модель реактора, що включає в себе імітаційні моделі розподіленої активної зони реактора, кінетики реактора, енерговиділення, передачі енергії паливу і теплоносію, ефектів реактивності, розробити імітаційні моделі парогенератора, турбогенератора, урахування запізнювання теплоносія в трубопроводах та енергоблоку як об’єкта керування, дослідити програми регулювання потужності енергоблоку АЕС. Зокрема необхідно розв’язати диференційні рівняння представлені у попередньому розділі.

У даному розділі представлено дослідження, що ґрунтується на методах імітаційного моделювання. Імітаційне моделювання є потужним інструментом аналізу та дослідження складних систем, що дозволяє віртуально відтворити та вивчати їхню динаміку. У цьому контексті моделювання стає невід’ємною частиною наукових досліджень, надаючи можливість оцінювати вплив різних факторів на систему, а також передбачати зміну її властивостей в різних умовах.

В даному розділі докладно розглядаються основні аспекти, пов’язані з побудовою та застосуванням імітаційних моделей основного обладнання енергоблоку АЕС з водо-водяним реактором та основних процесів, що протікають у ньому. Представлені у цьому розділі дослідження дозволяють більш глибоко зрозуміти та оптимізувати поведінку системи в умовах різних сценаріїв та впливів.

3.1. Засади управління реакторними системами

3.1.1. Умови стійкості реакторів без регуляторів.

Одне з нелінійних завдань динаміки реактора - це завдання стійкості стаціонарного рішення [97, 100]. Воно розглядається з урахуванням зворотного зв'язку, включаючи вплив отруєння ^{135}Xe . У контексті цієї задачі, отриманим рішенням є частотний критерій стійкості, який отримав назву критерія Велтона. Він визначається умовою стійкості:

$$\text{Re } b^T (i\omega I - A)^{-1} a < 0,$$

при наступних виразах зворотного зв'язку системи:

$$\frac{\partial x}{\partial t} = Ax + a\Phi; \quad \Delta\rho = \rho_0 + b^T x.$$

Тут x являє собою вектор параметрів, що визначають зворотний зв'язок у системі, таких як концентрації ^{135}Xe , ^{135}I , температура теплоносія і т. д. Матриця A відображає їх взаємозв'язок, позначає власне число завдання, а Φ являє собою щільність потоку нейтронів. Вектор a містить залежність від Φ , тоді як вектор b визначає залежності реактивності ρ від x . Критерій Велтона є лише достатньою умовою [112].

Для стаціонарного режиму реактора без регуляторів та при ксенонових процесах в одноруповому дифузійному наближенні, стійкість описується крайовою задачею:

$$M^2 \nabla^2 \psi - M^2 \frac{\nabla^2 \Phi^*}{\Phi^*} \psi + \psi \left[-a_\Gamma \Phi^* + a_{\text{Xe}} \frac{X^*(X^* - \gamma)}{1 + \lambda_I / (\lambda_{\text{Xe}} + \sigma \Phi^*)} \right] = \lambda \psi,$$

$$\text{з умовою на поверхні } \Gamma: \quad \psi \pm a(\nabla \psi, \vec{n})|_\Gamma = 0.$$

У цій задачі ψ та λ є власними функціями та значеннями крайової задачі, ψ_i пропорційні змінам потоку нейтронів, при цьому основна гармоніка ψ_0 відповідає змінам повної інтегральної потужності реактора, а наступна ψ_1 - змінам АО і т.д. Параметр a є постійною, що входить у граничні умови, а Φ^* та X^* позначають стаціонарні значення потоку нейтронів і концентрації ^{135}Xe ,

відповідно. Параметри γ , λ_i , λ_{Xe} і σ являють собою сумарний вихід йоду та ксенону, постійні розпаду та переріз захоплення нейтронів ^{135}Xe .

3.1.2. Умови стійкості реакторів із регуляторами.

У реакторах з великими активними зонами, таких як РБМК та ВВЕР-1000, нейтронні поля можуть бути нестійкими [115]. Проте, просторова стійкість великих реакторів вимагає врахування конкретної системи регулювання.

Для опису малих відхилень потоку нейтронів ϕ від стаціонарного розподілу Φ_0 , $\phi = (\Phi - \Phi_0)/\bar{\Phi}_0$, використовується рівняння з однорідними граничними умовами:

$$M_0^2 \Delta \phi + (k_0 - 1)\phi + \frac{\Phi_0}{\bar{\Phi}_0} (\sum_{j=1}^N \rho_j F_j + \chi) = 0,$$

де регулятори описуються відповідними виразами:

$$\rho_j = \int_V K_j \phi dV, j = 1, 2, \dots, N, \quad (3.1)$$

Тут K_j - вагова функція формування сигналу розбалансу для j -го регулятора, N - кількість регуляторів, що беруть участь в управлінні нейтронним полем; $\chi = \alpha_\phi \phi + \alpha_\vartheta \vartheta + \alpha_{Xe} X^*$ - реактивність, що вноситься зворотним зв'язком, α_ϕ - потужнісний коефіцієнт реактивності, α_ϑ - коефіцієнт реактивності за температурою теплоносія Θ , $\vartheta = (\Theta - \Theta_0)/\bar{\Theta}_0$, α_{Xe} - ксенонівий коефіцієнт реактивності, X^* - відхилення від стаціонарного значення концентрації ^{135}Xe , віднесене до рівноважної концентрації при нескінченно великому потоці нейтронів. ϕ пов'язано з X^* за допомогою відомих рівнянь кінетики типу (3.1).

Визначається параметр b^2 як:

$$b^2 = \alpha_\phi + \frac{\alpha_\vartheta}{1 + \omega \tau_\vartheta} + \alpha_{Xe} a_0 \left(\frac{\lambda_{Xe}}{\lambda_{Xe} + a_0} - \gamma_I \frac{\omega}{\omega + \lambda_I} \right) / (\omega + \lambda_{Xe} + a_0),$$

де $\tau_\vartheta \omega \vartheta = \phi - \vartheta$, ω - параметр перетворення за Лапласом, γ_I - відносний вихід ^{135}I під час поділу ($\gamma_I + \gamma_{Xe} = 1$); λ_I та λ_{Xe} - константи розпаду, $a_0 = \sigma_{Xe} \bar{\Phi}_0$.

Показано, що для однорідного реактора з повністю вирівняним розподілом потоку нейтронів система завжди є стійкою при виконанні умови:

$$\alpha_{\phi} + \alpha_{\vartheta} + \alpha_{Xe} \ll b^2. \quad (3.2)$$

За відсутності температурних зворотних зв'язків ця умова збігається з критерієм Рендалла-Джона [74].

У разі монотонного зменшення $Re\omega$ при збільшенні b^2 , що означає прискорення збіжності коливань до стаціонарних значень [113], зв'язок b з характеристиками активної зони такий:

$$b = VM_0/L.$$

Тут L є розмір активної зони, висота використовується для оцінки аксіальної стійкості, а радіус - для радіально-азимутальної. M_0 позначає довжину міграції нейтронів, а V - формфактор, пов'язаний з певною модою чи формою розподілу власного рішення вихідного рівняння.

Умова (3.2) має аналогічну форму з умовою стійкості для довільної активної зони, отриманою в першому наближенні теорії збурень [115]. Цей метод застосовувався для аналізу модельних задач, проте у загальному випадку визначення власного числа може бути здійснене лише за допомогою чисельних методів.

Просторову стійкість ВВЕР-1000 під час ксенонового процесу було досліджено з використанням розрахункового методу [95]. Шляхом перебору різних комбінацій кількості та розташування датчиків системи управління, а також типів та вихідних положень органів регулювання була підібрана оптимальна система регулювання. Як характеристика аксіальної стійкості використовувалась величина $Re\omega_0$, де ω_0 - головне комплексне власне число задач, що визначається за допомогою спеціалізованих програм [111].

У роботі визначено оптимальний вид системи управління для ВВЕР-1000: стрижні регулювання розміщуються у верхній половині активної зони, як описано [36], а для регулювання вертикального розподілу енерговиділення використовуються органи регулювання з укороченими поглиначами. Датчики

розташовані вище та нижче середини активної зони. Однак для інших систем управління властивість стійкості може порушуватися, що може призвести до нестійкого стаціонарного режиму роботи реактора.

3.1.3. Регулювання енерговиділенням з використанням теорії оптимальних процесів.

При вивченні ксенонових процесів виникає кілька задач оптимізації, які були сформульовані в роботах [98, 103]. Основна задача оптимального регулювання полягає у пошуку мінімального значення деякої величини J , яка визначається як [36]:

$$J = \int_{t_0}^{t_f} dt L\{\vec{z}[\vec{u}(t), t], \vec{u}(t), t\},$$

де компоненти \vec{z} - відхилення від стаціонарних станів щільностей потоків нейтронів, що сповільнюються та теплових нейтронів, концентрацій ^{135}Xe и ^{135}I , а \vec{u} - управління, що компенсує ці відхилення.

Цільова функція J може визначатися різними функціоналами L залежно від того, які параметри оптимізуються. Наприклад:

$$L_1 = \|Q(t) - Q_{set}(t)\|,$$

$$L_2 = \|p(r, t) - p_d(r, t)\| = [\vec{p}(t) - \vec{p}_d(t)]^T Q(t) [\vec{p}(t) - \vec{p}_d(t)],$$

$$L_3 = \|p(r, t)\|,$$

$$L_4 = \|p_{max}\|,$$

$$L_5 = \|u(r, t)\|,$$

$$L_6 = 1.$$

Тут $Q(t)$, $Q_{set}(t)$ - дійсна та необхідна повні потужності, $p(r, t)$, $p_d(r, t)$ - дійсний та бажаний розподіли енерговиділення, $\vec{p}(t)$, $\vec{p}_d(t)$ - дійсний та бажаний розподіли у нодальному наближенні.

Динаміка системи описується рівняннями стану:

$$\frac{d\vec{z}(t)}{dt} = \vec{f}[\vec{z}(t), \vec{u}(t), \vec{p}(t), \vec{\xi}(t), t],$$

де \vec{p} - параметри моделі, а $\vec{\xi}$ - невідомі (стохастичні) змінні, які впливають на стан системи.

Зв'язок вимірюваних змінних \vec{y} зі станом системи, управлінням та похибками \vec{e} , представляється рівнянням:

$$\vec{y}(t) = \vec{g}[\vec{z}(t), \vec{u}(t), \vec{e}(t), t]$$

У разі відсутності стохастичних ефектів змінні $\vec{\xi}$ та \vec{e} не враховуються. Граничні та початкові умови виражаються як $\vec{z}(t_0) = Z_0$, $\vec{z}(t_f) = Z_f$, а області можливих станів та управлінь визначаються як $\vec{z}(t) \in Z$, $\vec{u}(t) \in U$.

Зазвичай для управління розподілом енерговиділення в реакторі не використовуються стандартні рівняння стану, наприклад дифузійні, замість них застосовуються наближення дифузійних рівнянь з додатковими рівняннями, такими як рівняння ксенонової і йодної динаміки і рівняння, що описують тепловий баланс в активній зоні. Щоб лінеаризувати систему, часто використовується метод поділу змінних:

$$\vec{z}(r, t) = \sum_{i=1}^M a_i(t) \psi_i(r),$$

а потім рівняння розглядаються тільки для відхилень параметрів від їх стаціонарних значень $\delta\Phi$, δu , тощо.

3.1.3.1. Методи теорії оптимальних процесів.

Перехідні процеси в реакторі можуть бути успішно описані рівняннями в частинних похідних. У роботах [31, 88] ці рівняння перетворюються на звичайні диференціальні рівняння нодалним або модальним методом до того, як поставлено завдання керування. В рамках цього методу відбувається лінеаризація рівнянь, виключення зворотних температурних зв'язків, а також розгляд гетерогенних активних зон. Цей підхід відомий як керування розподіленими параметрами. Його особливості включають аналіз переважно швидких перехідних процесів, використання модального розподілу параметрів в активній зоні, застосування спрощених моделей реактора і відсутність експериментальної перевірки.

На відміну від попереднього методу, метод варіаційних обчислень надає загальний спосіб розв'язання нелінійних динамічних оптимізаційних задач [28, 29, 79]. Для цього формується гамільтоніан, додаванням функціоналу L з

добутком рівнянь стану на множники Лагранжа. Потрібно, щоб підсумкова цільова функція залишалася незмінною, що призводить до системи нелінійних диференціальних рівнянь для множників Лагранжа. Рішення шукається ітераційними методами, і число множників Лагранжа відповідає числу змінних систем. При вирішенні задачі, наприклад, з функціоналами L_2+L_5 , воно виражається як функція змінних стану та множників Лагранжа. При розв'язанні задачі на мінімум часу, регулювання виявляється релейним. Основним недоліком методу є його нездатність до реалістичного опису органу регулювання.

Динамічне програмування іноді є ефективним методом вирішення оптимізаційних задач. Всі змінні дискретизуються, після чого оптимальне керування обчислюється у формі зворотного зв'язку в дискретному просторі. Основна ідея методу полягає в принципі Беллмана, згідно з яким оптимальне управління має таку властивість, що якими б не були початковий стан і управління, наступне управління має являти собою оптимальне управління по відношенню до стану, що виходить з початкового управління:

$$I(z, k) = \min_{u(k)} (L[\vec{z}, \vec{u}(k), k] + I\{f[\vec{z}, \vec{u}(k), k], k + 1\}).$$

Тут $I(\vec{z}, k)$ мінімальне (оптимальне) значення цільової функції стану \vec{z} на інтервалі k до кінцевого стану на інтервалі K . Управління $\vec{u}(k)$ прикладається на інтервалі k . Тривалість інтервалу дорівнює одиниці.

У роботі [78] було розглянуто тривимірну модель активної зони реактора типу PWR. Оптимальне керування типу L_2 для ксенонового процесу тривалістю 60 годин було знайдено в такий спосіб. Весь процес було поділено на три інтервали, при цьому використовувалися дві групи органів регулювання. На кожному інтервалі переміщалися лише одна група, щоб підтримувати повну потужність реактора. Проте зі збільшенням кількості інтервалів (з урахуванням реальних ефективностей груп, довжина інтервалу має становити 2-3 години) час обчислень збільшується експоненційно. Крім того, цей метод передбачає необмежену ефективність органів регулювання,

що може зробити процес надто тривалим і малопрігнічуваним. Головною складністю під час використання цього є необхідність припускати оптимальне управління для кожного інтервалу.

Динамічне програмування дозволяє отримати оптимальне управління як функцію від поточного стану реактора, але воно має низку недоліків і потребує значних інтелектуальних зусиль. На відміну від нього, математичне програмування потребує менше обчислювальних ресурсів, але дає тільки єдине рішення для кожного вихідного стану. Його суть полягає в тому, щоб перетворити динамічну проблему управління на статичну.

На даний момент необхідно визначити чисельні значення керуючих впливів, які невідомі в задачі. Рівняння для визначення оптимального управління виходить із умови мінімізації цільової функції з використанням рівнянь стану та інших обмежень, накладених на змінні стану та управління. На відміну від динамічного програмування, тут аналізується вплив кожного впливу лише на поточні параметри активної зони, і рішення знаходиться декількома ітераціями.

У роботах [37, 38] представлений метод управління активною зоною реактора в режимі он-лайн при циклічному завантаженні. Цей метод враховує контроль критичності, передбачає управління на наступний період, а графік завантаження вважається заданим. Використовується нодальна модель, що включає квазістаціонарні лінеаризовані рівняння для визначення відхилень потоку під час перерозподілу ^{135}Xe , теплових зворотних зв'язків, а також впливу керування на розподіл отруєння. Оптимальне керування типу L_2 визначається у вигляді вектора $\vec{X}^T = [\vec{u}^T(1) \dots \vec{u}^T(k) \dots \vec{u}^T(K)]$, де кожен вектор $\vec{u}(k)$ являє собою швидкості органів регулювання на часовому кроці k . Для використання цього методу необхідне визначення вектора стану в реальному часі.

Принцип максимуму Понтрягіна [70, 114, 116, 117] знайшов широке застосування в деяких авторів. Цей принцип стверджує, що якщо фазові змінні

$x^{(i)}(t)$, $i=1, \dots, n$, що описують систему, задовольняють систему диференціальних рівнянь:

$$\frac{dx^{(i)}(t)}{dt} = f^i[x^{(1)}(t), \dots, x^{(n)}(t); u(t)], \quad i=0, 1, \dots, n,$$

то оптимальне управління - $u(t)$ буде відповідати максимуму функції H .

$$H = -f^{(0)} + \psi_i f^{(i)}.$$

Тут $x^{(0)}(t)$ – параметр, що оптимізується; $f^{(i)}$, $i=0, 1, \dots, n$, – задані безперервні та безперервно диференційовані функції; $\psi_i(t)$ визначаються рівняннями:

$$\frac{d\psi_i(t)}{dt} = \frac{\partial f^{(0)}}{\partial x^{(i)}} - \frac{\partial f^{(k)}}{\partial x^{(i)}} \psi_k(t).$$

Принцип Понтрягіна як оптимальне управління призводить до релейного управління активною зоною. Однак, згідно [16], це управління не завжди дозволяє залишатися в межах, встановлених в умовах задачі для перекосів полів енерговиділення.

Серед різних підходів до управління реактором можна виділити кілька методів, заснованих не на формальних методиках, а на інтуїтивних принципах, зокрема, методи, викладені у Кокол [39].

Перший метод є загальною стратегією, яка полягає у безпосередній корекції поточного розподілу енерговиділення для досягнення бажаного шляхом тривалих керуючих впливів. Проте дослідження [36] показало, що це неефективний метод придушення коливань. Крім цього, при використанні цієї стратегії виникає задача визначення відповідних керуючих впливів з урахуванням доступних ресурсів.

Більш ефективним вважається спосіб управління першим обертоном [104]. Однак він ефективний лише в сенсі скорочення часу перехідного процесу і, по суті, є окремим випадком часової задачі оптимального управління (L_6).

Принцип підтримки постійного АО призводить до простих експлуатаційних процедур і не потребує великих технічних ресурсів. Якщо

його успішно застосувати, коливання через ксенон взагалі не виникають. Цей метод досліджувався, наприклад, в [77], де встановлено, що використання органів регулювання з половинною довжиною поглинача підвищує його ефективність. Однак без таких стрижнів управління стає неефективним та не гнучким.

У роботі [13] також згадується можливість керування реактором з використанням цього принципу, навіть без органів регулювання половинної довжини. Проте питання придушення коливань розглядається лише якісно, не враховуючи максимальної амплітуди. Загалом ефективність цього принципу зменшується при придушенні коливань без використання органів регулювання половинної довжини.

Можливо найпоширенішим результатом теорії оптимального управління при моделюванні є лінійно-квадратична, стохастична теорія управління (ЛКС). Якщо лінійні рівняння стану та квадратична цільова функція за станами та управліннями, без додаткових обмежень, оптимальне управління може бути знайдено у вигляді $\vec{u}(t) = F(t)\vec{z}(t)$. Цей метод був застосований для моделювання ксенонових процесів у PWR та малих модульних реакторах, де немає значних просторових ефектів. Однак його застосування до задач з істотними просторовими ефектами [80] призводить до отримання модального управління, яке практично неможливе.

3.2. Структура багатозонної моделі реактору

На рисунку 3.1 зображено схематичне представлення реактора ВВЕР-1000 як об'єкта управління без внутрішніх збурень [120], а структурна схема його багатозонної моделі наведена на рисунку 3.2. Керуючі впливи на рисунку 3.1 це рівень занурення регулюючої групи ОР СУЗ в активну зону реактора ($h_{СУЗ}$) та зміна концентрації борної кислоти в теплоносії ($C_{бор}$). Регульовані параметри це виділення енергії (Q), температура палива в i -й зоні (t_{fi}),

аксіальний офсет (AO), температура теплоносія на виході з активної зони реактора ($t_{10}^{ВХ}$). В якості збурення розглядається температура теплоносія на вході в активну зону реактора ($t_1^{ВХ}$).

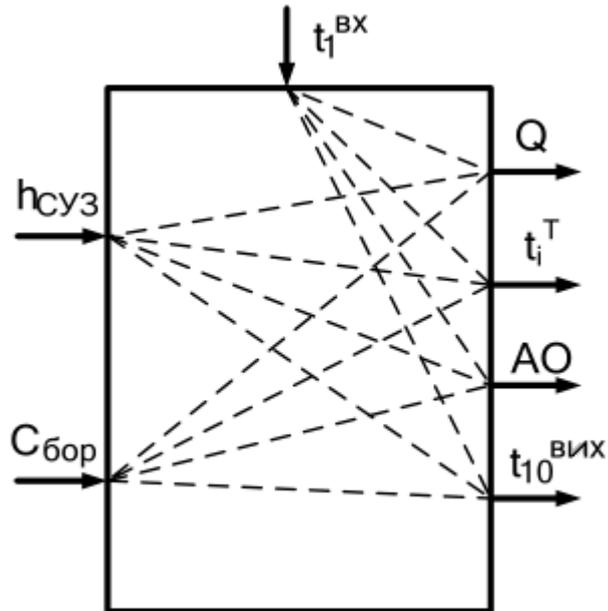


Рис. 3.1 Спрощена блок-схема реактора ВВЕР-1000 як об'єкта керування

У другому розділі була представлена розподілена модель активної зони реактора. Ця модель розподілена на зони за висотними шарами $y(1 \dots 10)$, на сектори за сегментами 60° симетрії $x(1 \dots 6)$ та на ділянки групи ТВЗ всередині сектора за строком експлуатації $z(1 \dots 4)$. Кожен висотний шар складається з 163 елементарних комірок ТВЗ, а кожен сектор симетрії з 27 елементарних комірок, центральна ТВЗ не входить до жодного сектору симетрії. На рисунку 3.2 представлена спрощена схема структури розподіленої моделі активної зони реактора [107]. Структурно кожна зона включає в себе точкову модель кінетики реактора, яка пов'язує щільність потоку нейтронів та реактивність, модель енерговиділення в матеріалі, що ділиться, яка визначає кількість енергії, що виділилася в результаті реакцій поділу палива в залежності від щільності потоку нейтронів, модель нагріву теплоносія, модель теплопередачі в твелах, яка пов'язує температуру палива та кількість енергії, що виділилася, модель ефекту реактивності від отруєння ксеноном, модель температурного

ефекту реактивності, модель ефекту реактивності від потужності, модель ефективності регулюючої групи ОР СУЗ і модель борного регулювання.

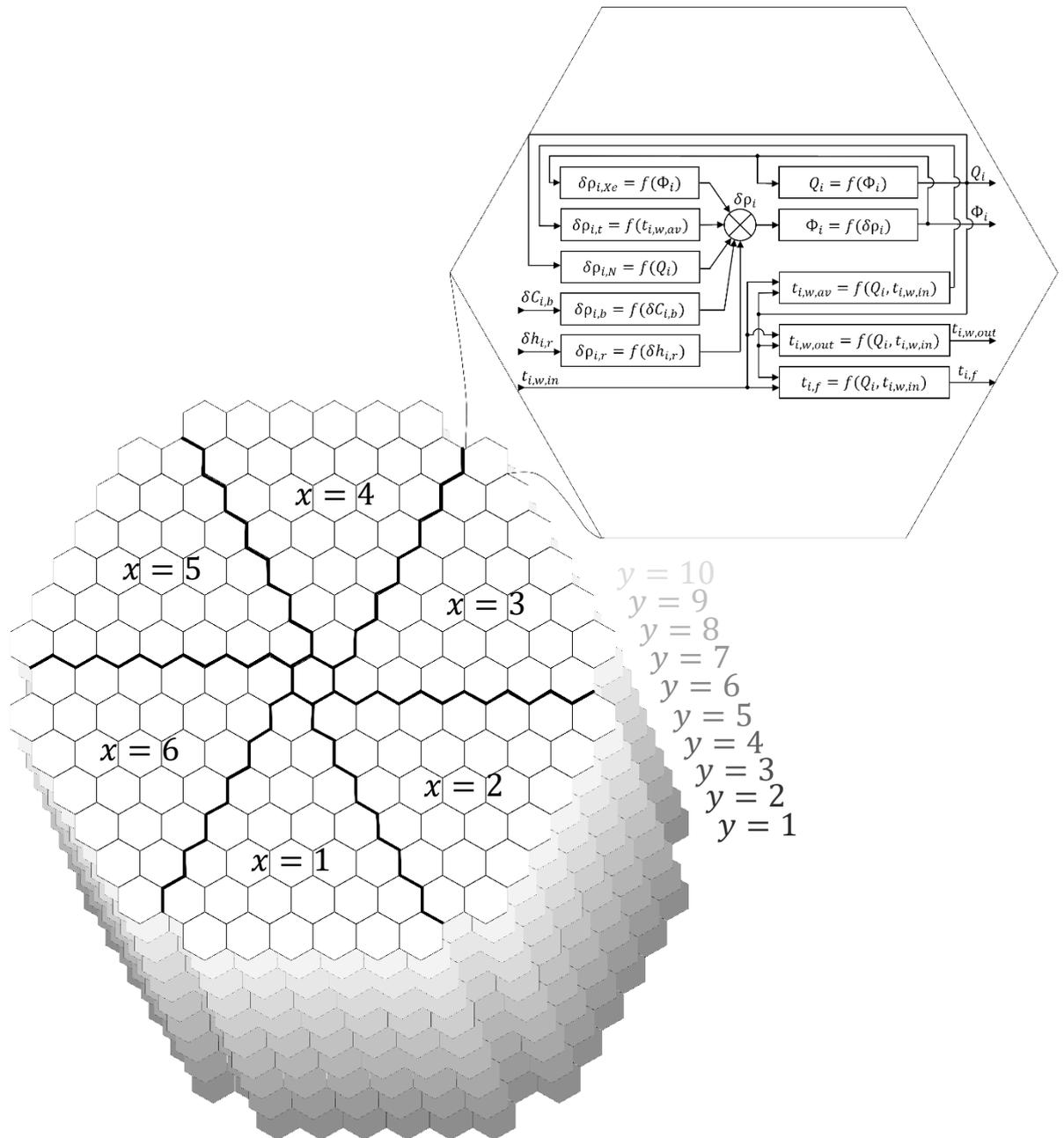


Рис. 3.2. Структурна схема реактора ВВЕР-1000 [107]

Структура моделі є однаковою для кожної зони. Відмінності полягають у початкових умовах, теплогідравлічних параметрах, а отже, у статичних та динамічних властивостях кожної зони, що розглядається.

3.3. Імітаційна модель реактора

3.3.1. Імітаційна модель розподіленої активної зони реактора

Використовуючи рівняння попереднього розділу була побудована імітаційна модель, яка дозволила змодельовати необхідні процеси, пов'язані з активною зоною реактора. У цьому розділі комп'ютерна імітаційна модель побудована на базі математичної моделі енергоблоку з ВВЕР, яка була описана в джерелах [83, 96], і її адекватність підтверджена в [105, 120]. На рисунку 3.3 у якості ілюстрації наведена схема імітаційної моделі однієї групи ТВЗ сектора симетрії в рамках сектора симетрії та висотного шару активної зони, яка дозволяє здійснити моделювання моделі ЯЕУ з ВВЕР-1000 з розподіленою активною зоною реактора.

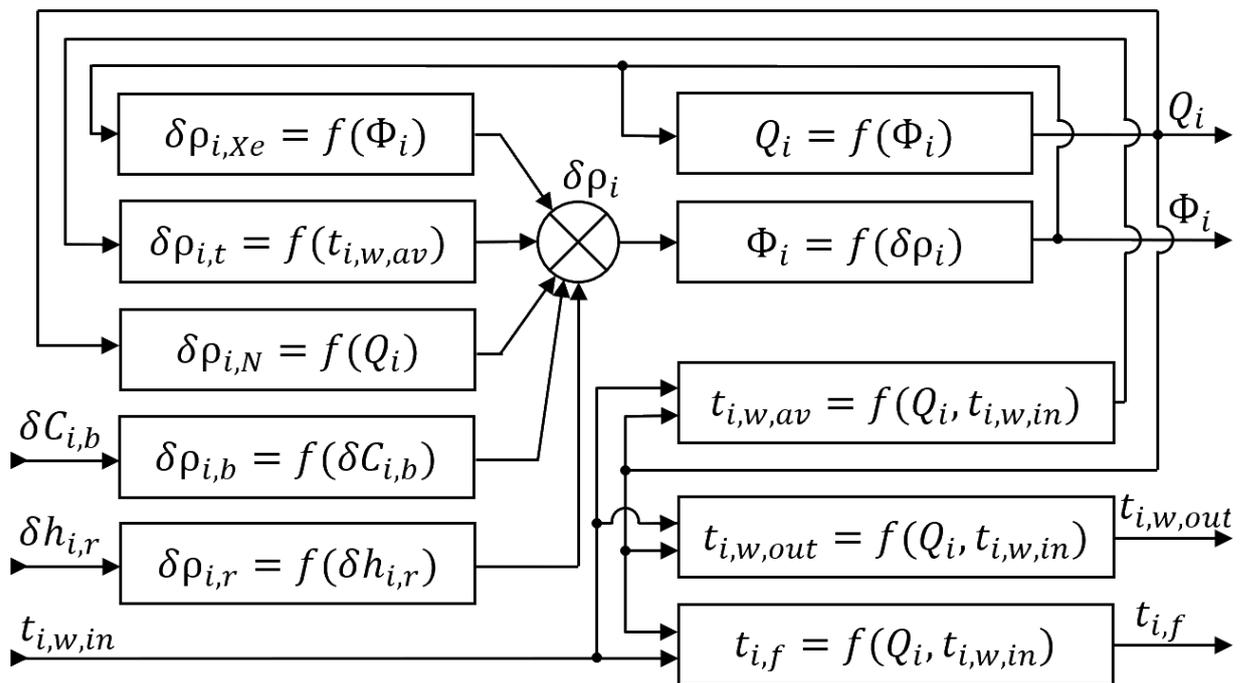


Рис. 3.3. Схема імітаційної моделі запропонованої елементарної комірки [67]

Модель однієї групи ТВЗ сектора симетрії в рамках сектора симетрії та висотного шару активної зони (дивись рис. 3.3) складається з 21 диференціальних рівнянь, 3-х вхідних параметрів (δh , $\delta C_{i,b}$, $t_{i,w,in}$) і 4-х

вихідних параметрів (Φ_i , Q_i , $t_{i,w,out}$, $t_{i,f}$). Поведінка нейтронного поля залежить від утворених ефектів реактивностей, які наведені на рисунку 3.3. Ці внутрішньо властиві ефекти реактивності здатні без системи регулювання змінювати теплову потужність, тому особливо важливо контролювати зміну таких реактивностей, тому що вони впливають на стійкість реактора при переході з одного рівня потужності на іншій.

Побудована складна структура, яка поділяє активну зону реактора на шари за висотою y (1...10) (рис. 3.4), на сектори сегменту 60° симетрій x (1...6) (рис. 3.5) і на ділянки груп ТВЗ у рамках сектора z (1...4) (рис. 3.6). Структурно ділянки груп ТВЗ у рамках сектора z (1...4) складаються з імітаційних підсистем і моделей–блоків: підсистеми з математичними моделями кінетики реактора від реакцій утворення та поділу ядер ^{235}U і ^{239}Pu , яка пов’язує густину потоку нейтронів Φ_i з реактивністю ρ_i ; підсистеми з математичними моделями енерговиділення в матеріалі, що ділиться, від реакцій утворення та поділу ядер ^{235}U і ^{239}Pu , які зв’язують кількість енергії Q_i , яка виділилася, в результаті реакцій ділення палива; математичної моделі нагріву теплоносія; математичної моделі теплопередачі усередині твелів, яка пов’язує температуру палива $t_{i,f}$ та кількість енергії Q_i , що виділилася; підсистеми з математичними моделями ефекту реактивностей від реакцій утворення та поділу ядер ^{235}U і ^{239}Pu [67, 107, 119]. Імітаційні моделі побудовано використовуючи інтерактивний інструмент MATLAB®, Simulink® LICENSING 110721904 - MathWorks Trial – 22 Oct 2022.

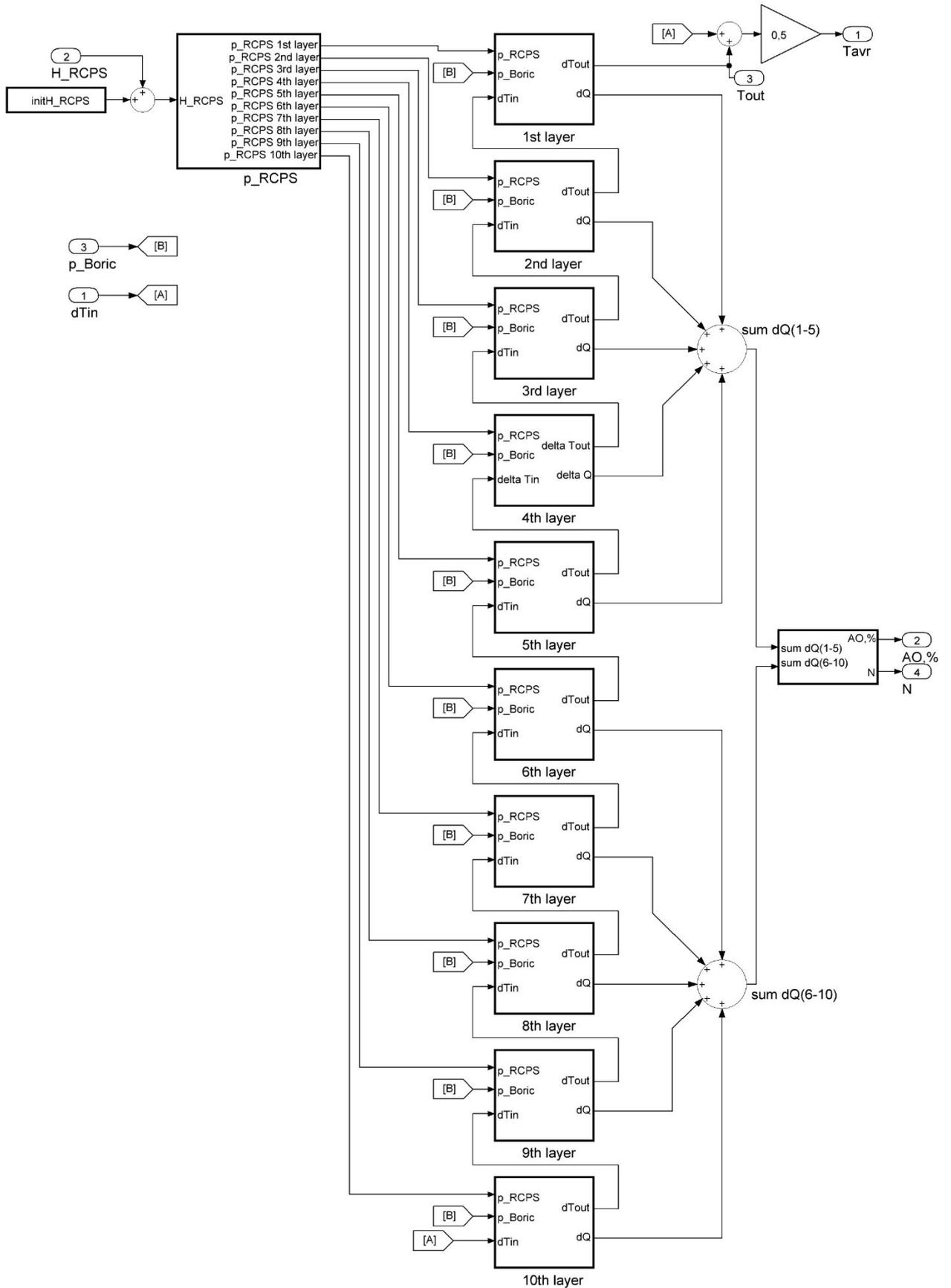


Рис. 3.4. Імітаційна модель першої основної підсистеми розподіленої активної зони реактора ВВЕР-1000 за висотою y (1...10)

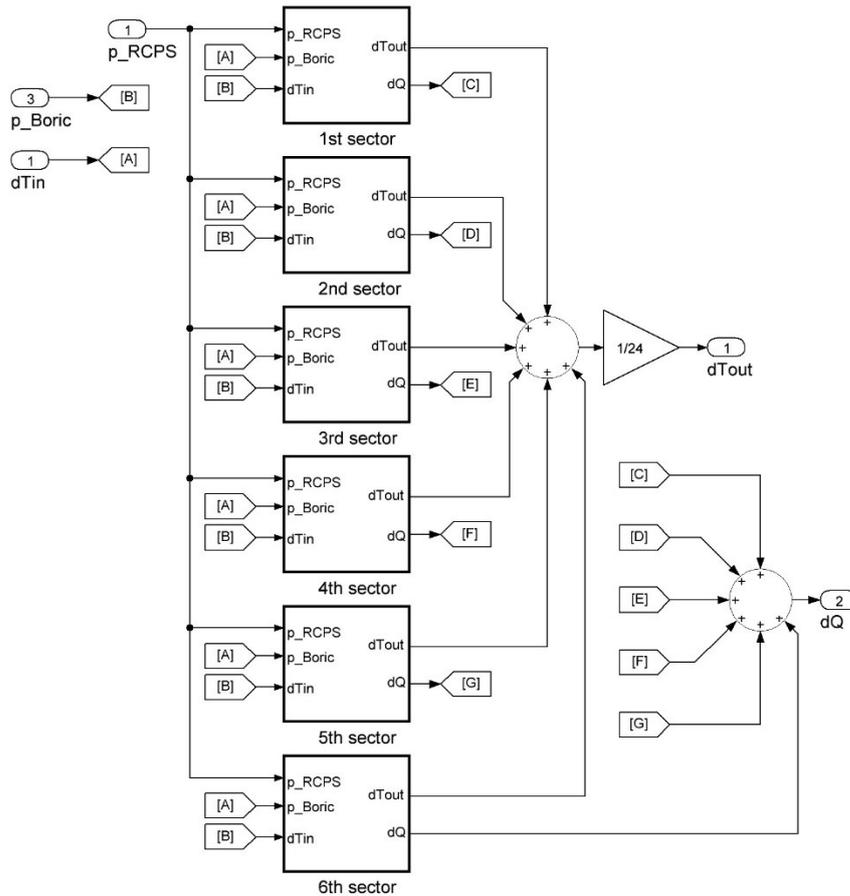


Рис. 3.5. Імітаційна модель другої основної підсистеми розподіленої АКЗ реактора ВВЕР–1000 за сектором симетрії x (1...6)

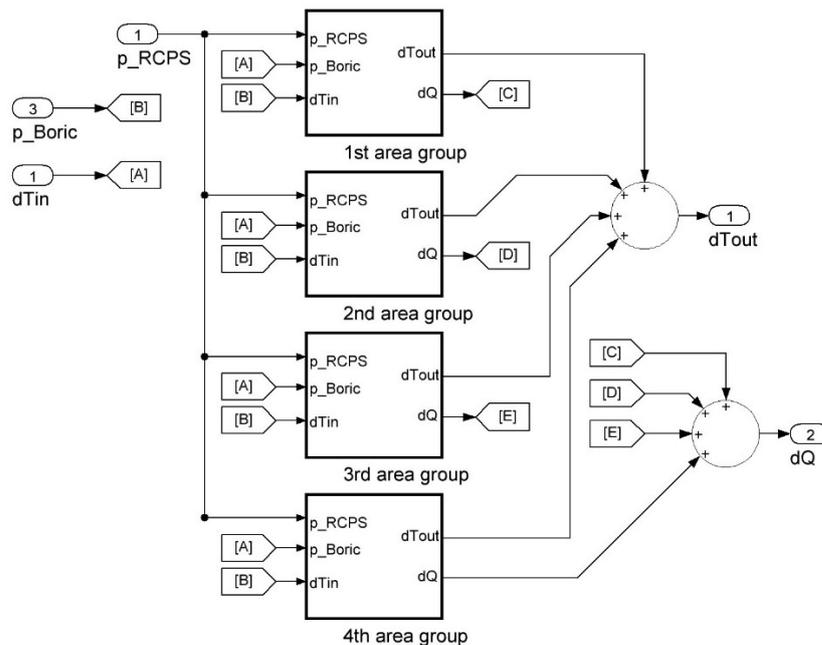


Рис. 3.6. Імітаційна модель третьої основної підсистеми розподіленої АКЗ реактора ВВЕР–1000 за ділянками груп ТВЗ у рамках сектора z (1...4)

На рисунку 3.7 зображена структурна схема ділянки груп ТВЗ у рамках сектора z (1...4).

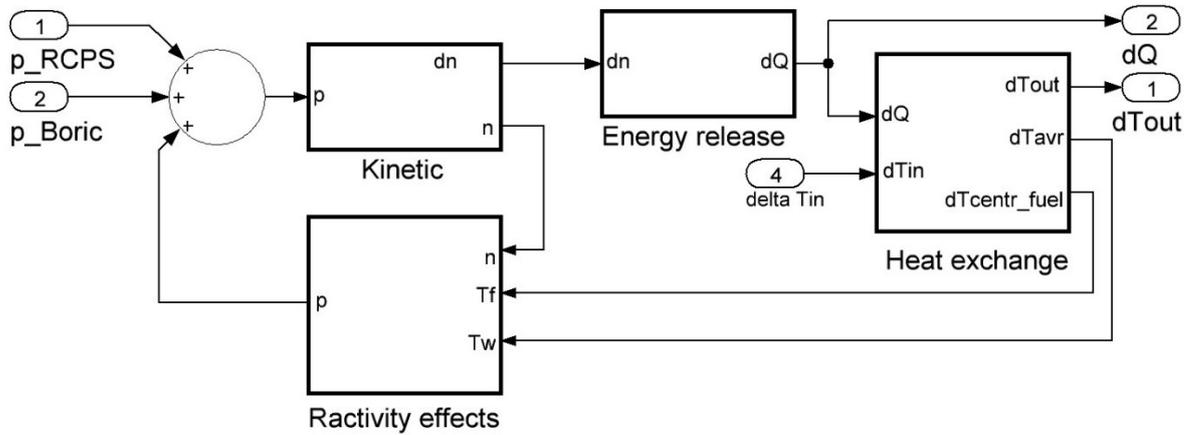


Рис. 3.7. Імітаційна модель ділянки груп ТВЗ у рамках сектора z (1...4)

Далі описані структури кожної підсистеми, які зображені на рисунку 3.7.

3.3.2. Імітаційна модель кінетики реактора

Для розв'язання системи чотирнадцяти нелінійних диференціальних рівнянь першого порядку, що враховують зміну густини нейтронного потоку, побудовані 2 підсистеми [119]. Ці підсистеми враховують шість груп запізнілих нейтронів ^{235}U , а також шість груп запізнілих нейтронів ^{239}Pu , що дозволяє контролювати зміну густини нейтронного потоку від реакцій утворення та поділу ядер ^{239}Pu і ^{235}U . На рисунку 3.8 представлена структурна схема двох підсистем з імітаційними моделями зміни густини нейтронного потоку від реакцій утворення та поділу ядер ^{239}Pu і ^{235}U .

На рисунку 3.9 зображена імітаційна модель зміни густини нейтронного потоку від реакцій утворення та поділу ядер ^{239}Pu . Імітаційна модель другої підсистеми зміни густини нейтронного потоку від реакцій утворення та поділу ядер ^{235}U є аналогічною схемі наведеній на Рис. 3.9, та відрізняється тільки початковими умовами і різними значеннями констант. Відомі моделі орієнтувалися на уранові константи [105], тут використовувалися також плутонієві константи.

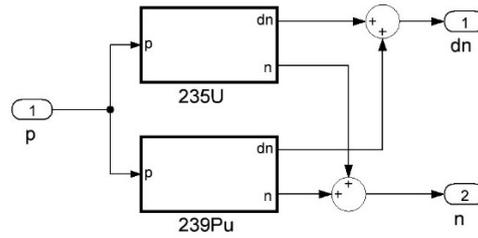


Рис. 3.8. Структурна схема двох підсистем з імітаційними моделями зміни густини нейтронного потоку від реакцій утворення та поділу ядер ^{239}Pu і ^{235}U

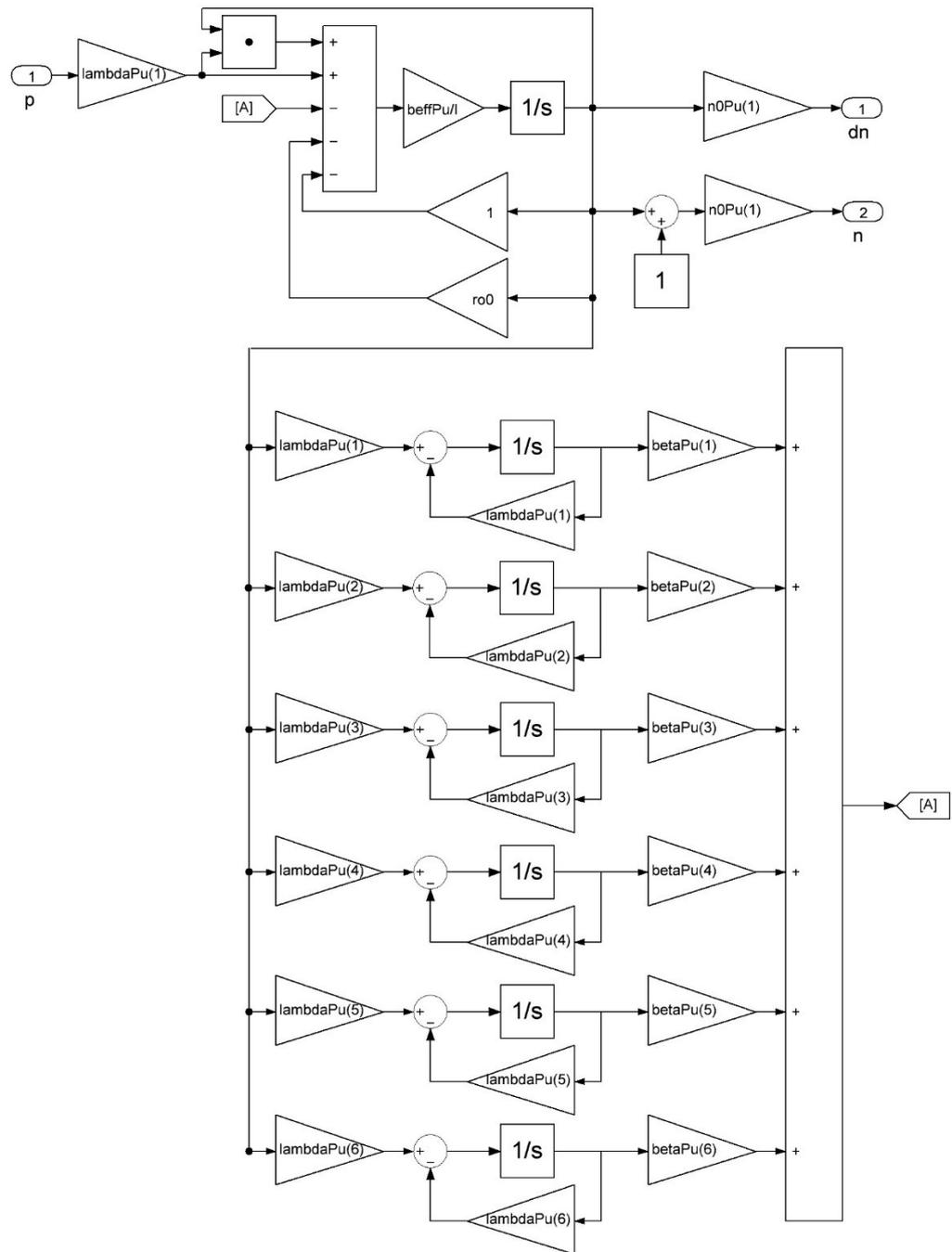


Рис. 3.9. Імітаційна модель зміни густини нейтронного потоку з ^{239}Pu

3.3.3. Імітаційна модель енерговиділення

Для розв'язання системи рівнянь моделі енерговиділення від реакцій утворення та поділу ядер ^{235}U і ^{239}Pu , побудовані 2 підсистеми, аналогічно до моделі кінетики реактора [119]. У цих підсистемах передбачено врахування енерговиділення від ^{235}U , а також від утворення ^{239}Pu , що дозволяє контролювати зміну енерговиділення від різних джерел (^{239}Pu та ^{235}U). На рисунку 3.10 наведена структурна схема цих підсистем з імітаційними моделями зміни енерговиділення від реакцій утворення та поділу ядер ^{239}Pu і ^{235}U , а на рисунку 3.11 зображена імітаційна модель зміни енерговиділення від реакцій утворення та поділу ядер ^{239}Pu .

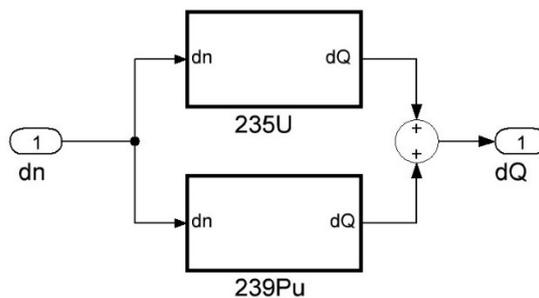


Рис. 3.10. Структурна схема двох підсистем з імітаційними моделями зміни енерговиділення від реакцій утворення та поділу ядер ^{239}Pu і ^{235}U

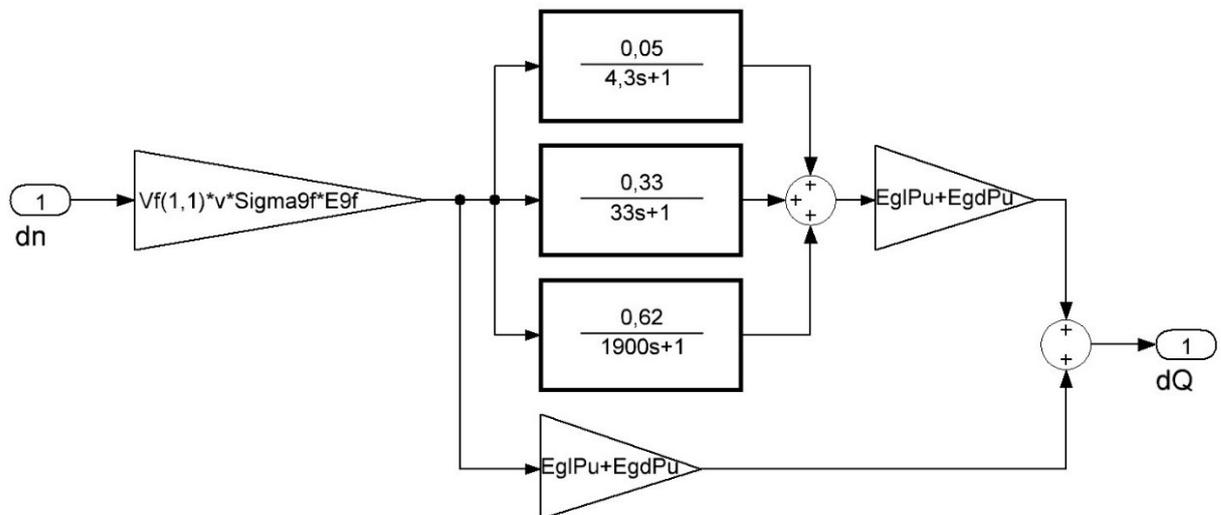


Рис. 3.11. Імітаційна модель зміни енерговиділення від реакцій утворення та поділу ядер ^{239}Pu

Імітаційна модель зміни енерговиділення від реакцій утворення та поділу ядер ^{235}U має аналогічний вигляд та відрізняється від першої тільки початковими умовами і різними значеннями констант.

3.3.4. Імітаційна модель передачі енергії паливу і теплоносію

Для розв'язання системи рівнянь моделі передачі енергії паливу і теплоносію, побудована підсистема, в якій передбачено врахування поділу активної зони реактора на шари за висотою y ($1 \dots 10$), на сектори сегменту 60° симетрії x ($1 \dots 6$) та на ділянки груп ТВЗ у межах сектора z ($1 \dots 4$).

На рисунку 3.12 зображена структурна схема підсистеми з імітаційними моделями для розв'язання моделі передачі енергії паливу і теплоносію.

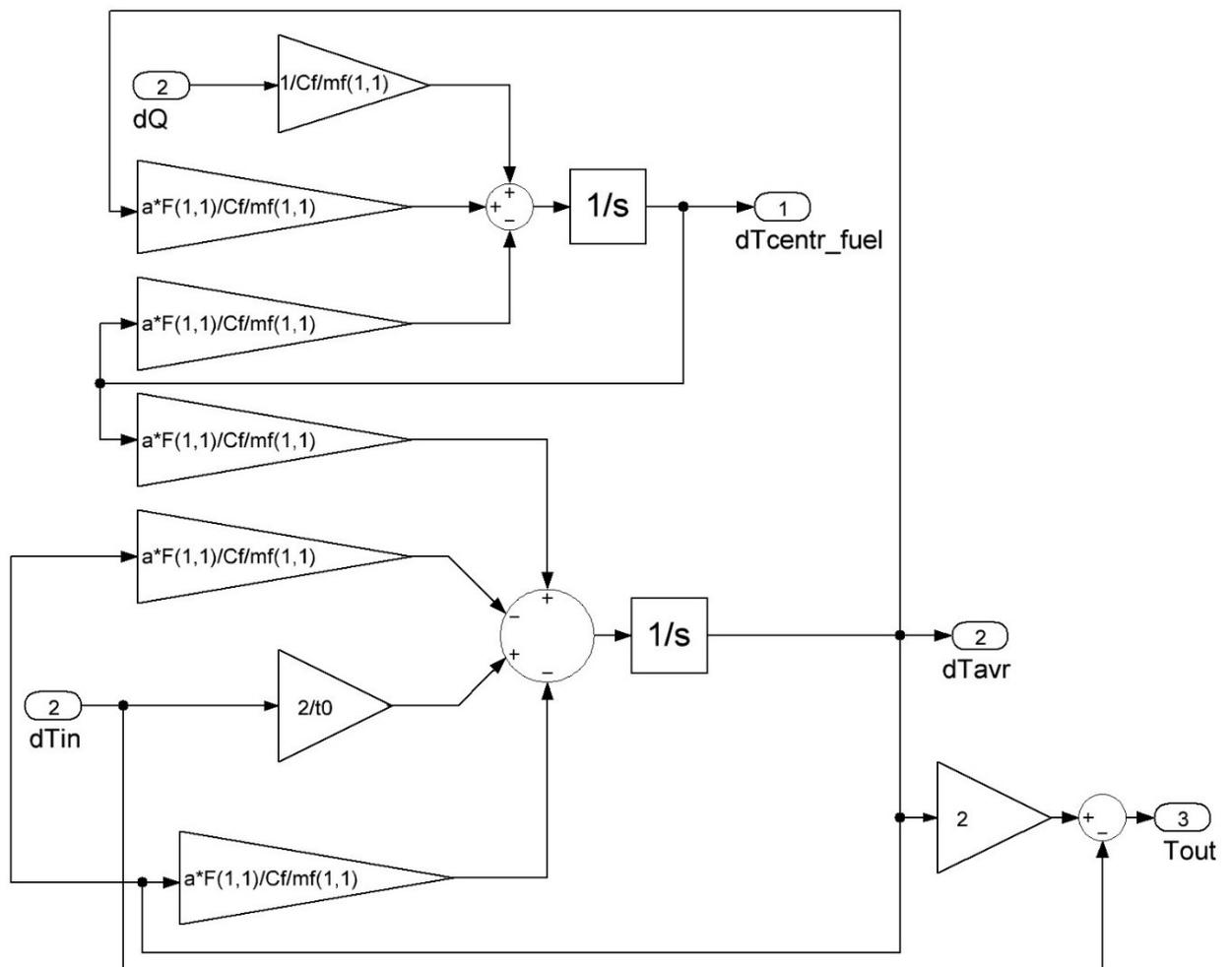


Рис. 3.12. Імітаційна модель передачі енергії паливу і теплоносію

3.3.5. Імітаційна модель ефектів реактивності

В аналітичному вигляді залежність реактивності від висоти занурення регулюючої групи ОР СУЗ найкраще апроксимується лінійною функцією [105]. У середовищі моделювання Simulink пакету Matlab ця залежність була втілена наступним чином (рис. 3.13):



Рис. 3.13. Імітаційна модель ефектів реактивності регулюючої групи ОР СУЗ

Зміну реактивності, що вноситься регулюючою групою ОР СУЗ в i -ту зону, з урахуванням висоти занурення стрижнів в активну зону реактора, можна змоделювати за допомогою блока обмежувача моделі [105].

Імітаційна модель впливу концентрації борної кислоти на реактивність для всієї активної зони реактора наведена на рисунку 3.14.

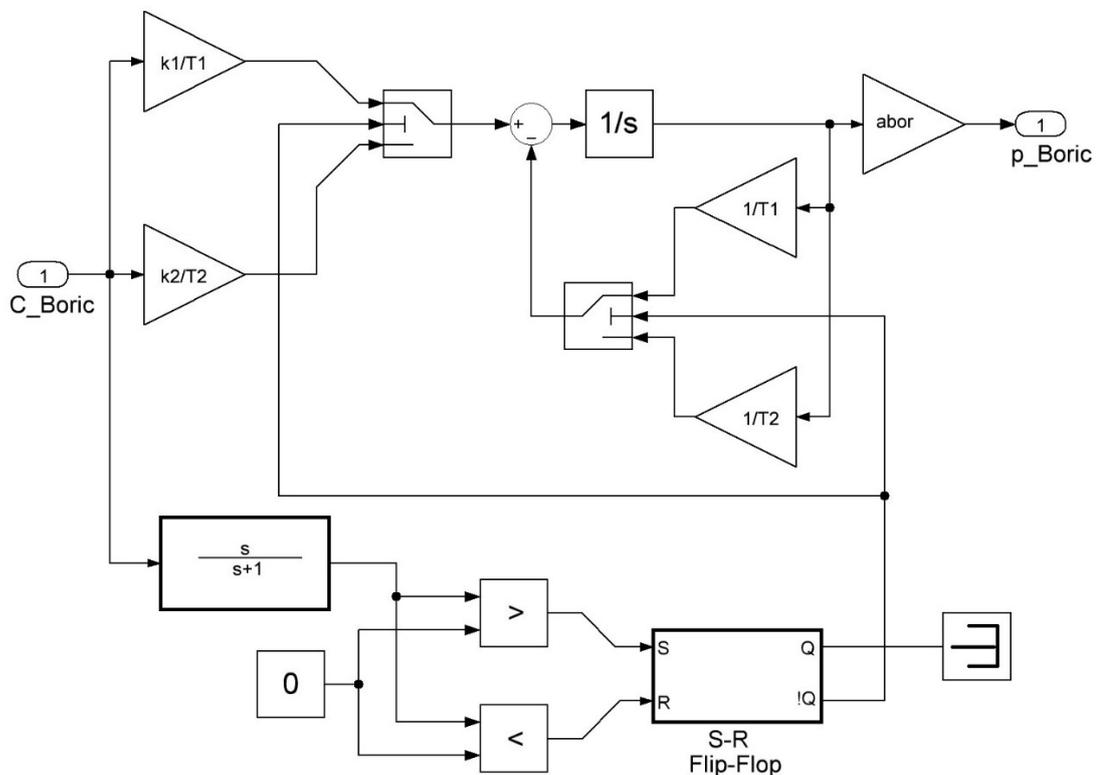


Рис. 3.14. Імітаційна модель впливу концентрації борної кислоти на реактивність для всієї активної зони

Імітаційна модель ефекту реактивності від потужності для i -ї зони представлена на рисунку 3.15.

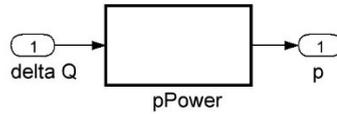


Рис. 3.15 Імітаційна модель ефекту реактивності від потужності

Щоб розв'язати систему зміни реактивності від отруєння ксеноном реактора [46, 119, 120] побудовані дві підсистеми, в яких передбачено врахування реактивності від отруєння ксеноном реактора, який утворюється в результаті реакцій поділу ядер ^{235}U та ^{239}Pu . Відомо, що ^{239}Pu має велику вірогідність розпаду на осколки ^{135}Xe .

У блоках і моделях інтеграторів встановлені значення рівноважних концентрацій ^{135}I та ^{135}Xe [96].

На рисунку 3.16 зображена імітаційна модель зміни реактивності від отруєння ксеноном реактора при розпаді ^{239}Pu .

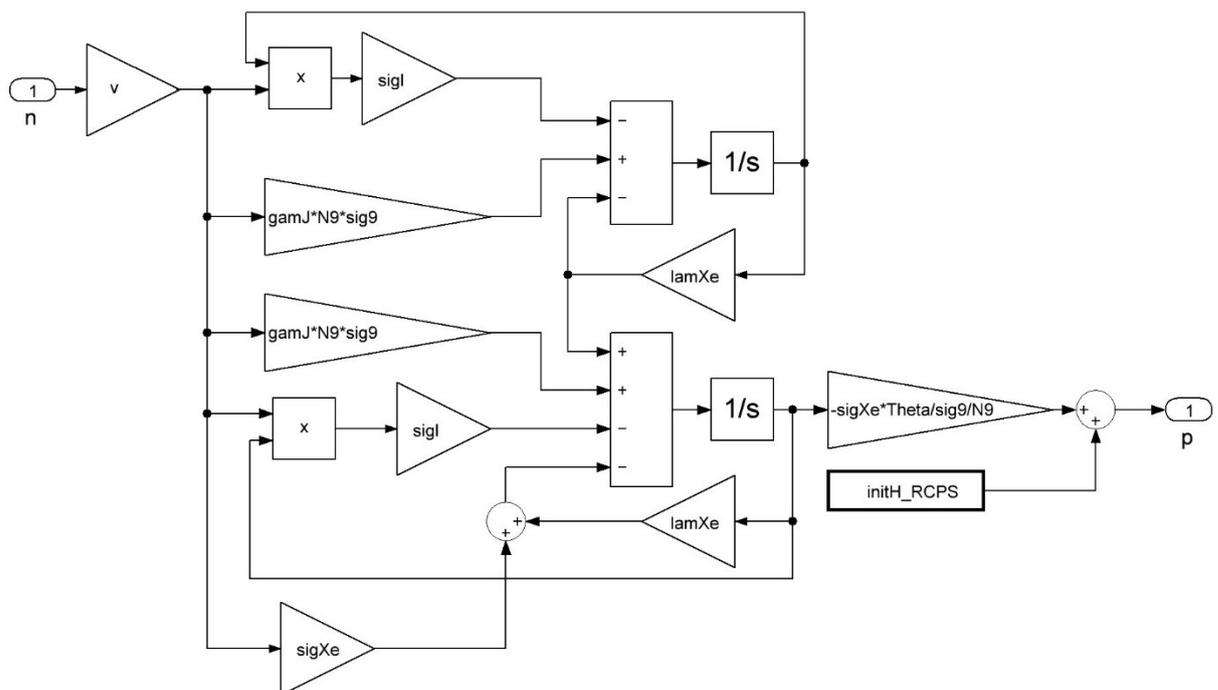


Рис. 3.16. Імітаційна модель зміни реактивності від отруєння ксеноном реактора при розпаді ^{239}Pu

Імітаційна модель зміни реактивності від отруєння ксеноном реактора при розпаді ^{235}U є аналогічною але відрізняються значеннями рівноважних концентрацій ^{135}I і ^{135}Xe , мікроскопічним перерізом поглинання теплових нейтронів атомами ^{235}U , концентрацією атомів ^{235}U .

Імітаційна модель температурного ефекту реактивності для i -ї зони наведена на рисунку 3.17.

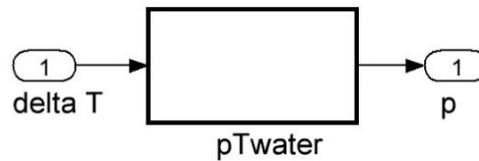


Рис. 3.17. Імітаційна модель температурного ефекту реактивності

На рисунку 3.18 зображена структурна схема підсистеми, що об'єднує всі імітаційні моделі зміни реактивності.

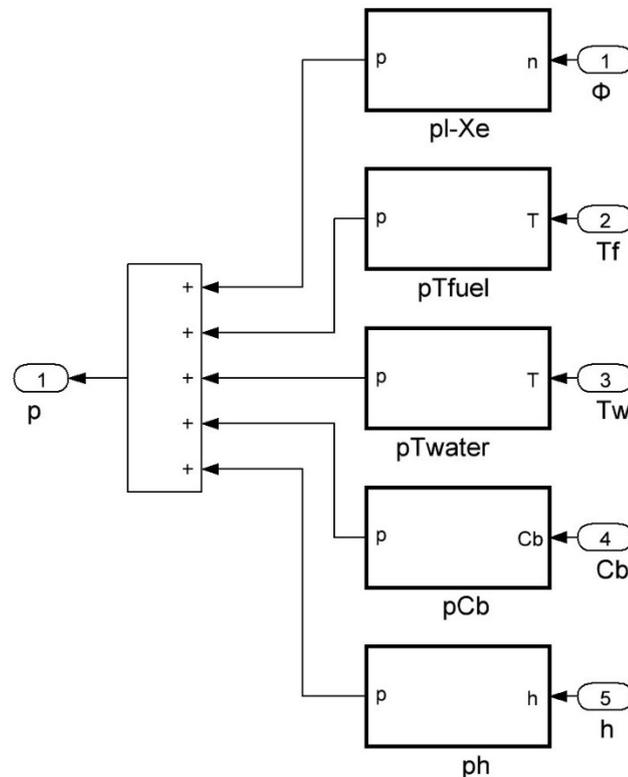


Рис. 3.18. Структурна схема підсистеми з імітаційними моделями ефектів реактивності

3.4. Імітаційна модель парогенератора

Імітаційна модель динаміки парогенератора наведена на рисунку 3.19 [120].

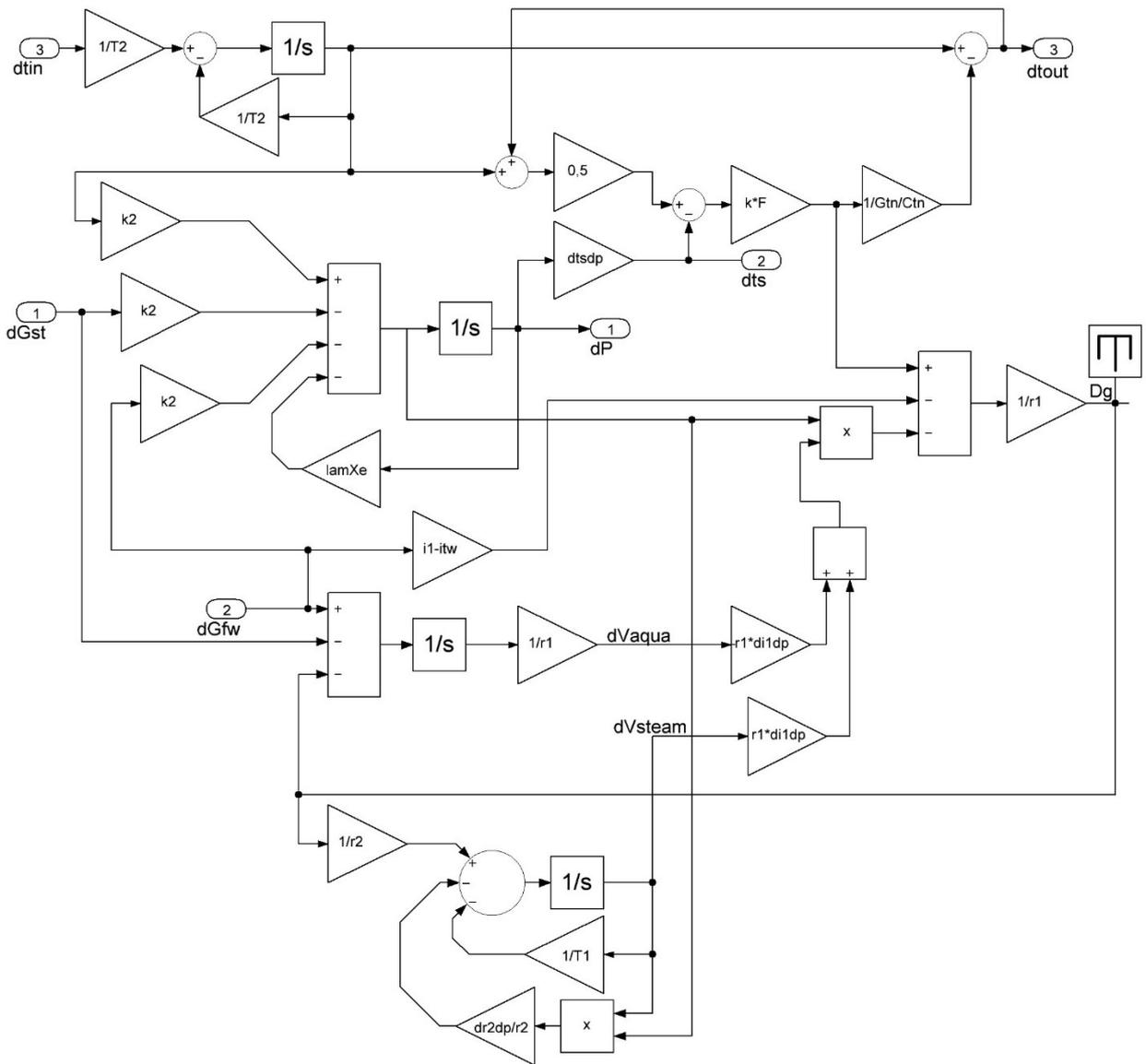


Рис. 3.19. Імітаційна модель динаміки парогенератора

3.5. Імітаційна модель турбогенератора

Імітаційна модель турбогенератора [105], побудована на підставі рівнянь другого розділу представлена на рисунку 3.20.

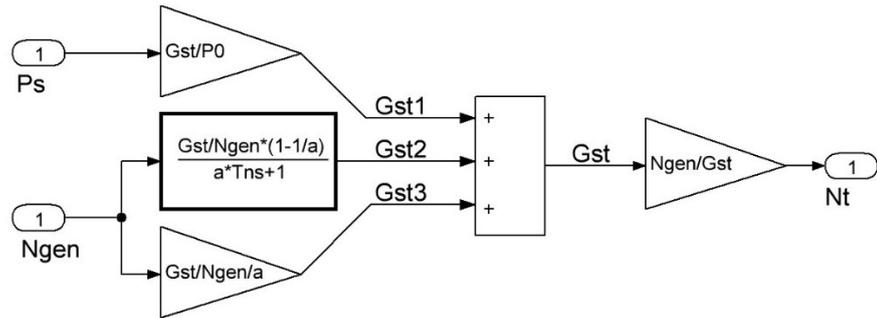


Рис. 3.20. Імітаційна модель турбогенератора

3.6. Імітаційна модель урахування запізнювання теплоносія в трубопроводах

Враховуючи обмежену швидкість теплоносія першого контуру, необхідно брати до уваги затримку, що виникає в теплопередачі під час переміщенні води першого контуру між реактором та парогенератором в обох напрямках [119, 120]. Реалізація моделей, які враховують запізнення теплоносія у трубопроводах від парогенератора до реактора та назад, представлена на рис. 3.21.

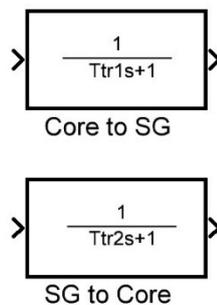


Рис. 3.21 Моделі, що враховують запізнення теплоносія у трубопроводах від ПГ до реактора та назад

3.7. Імітаційна модель енергоблоку як об'єкта керування

Після проведення імітаційного моделювання всіх складових частин моделі енергоблоку АЕС, яка була представлена у другому розділі у

математичній формі, отримано її імітаційну версію. Ця модель включає 10-зонну модель активної зони реактора, модель, яка враховує затримки теплоносія у трубопроводах від реактора до парогенератора і в зворотньому напрямку, а також моделі парогенератора і турбогенератора [96, 119, 120]. Модель енергоблоку, яка включає всі ці моделі була реалізована в середовищі моделювання Simulink пакету MATLAB, як показано на рис. 3.22.

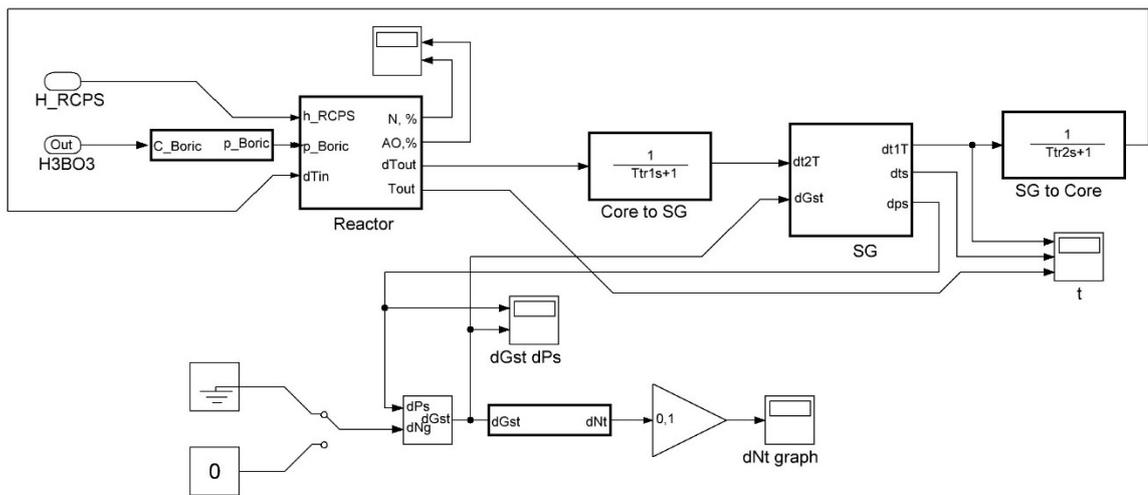


Рис. 3.22. Імітаційна модель енергоблоку з реактором ВВЕР-1000

3.8. Програми регулювання потужності енергоблоку АЕС

Маневрування потужністю енергоблоку відбувається за статистичними програмами регулювання. Перехід ЯЕУ з одного рівня потужності на інший здійснюється шляхом переміщень регулюючої групи ОР СУЗ та зміною концентрації борної кислоти. Дані процеси впливають на зношення, цілісність та ресурс оболонок твелів, і на вигорання палива. [60, 73]. Для сповільнення таких негативних впливів та збільшення ресурсу реактора, строку його експлуатації та стійкості існують методи забезпечення довговічності реактора [2, 10, 24, 94], такі як перестановка тепловиділяючих збірок [59, 62].

Відомо [10, 39, 61], що статична програма є залежністю основних параметрів установки, як то витрати теплоносіїв першого та другого контурів,

тиск і температур, від її потужності на сталих режимах. Вибір конкретної програми регулювання впливає на характеристики основного обладнання, а отже є складною техніко-економічною задачею [10, 22]. Технологічні характеристики та характеристики обладнання [51, 94], як то розрахунковий тиск в першому і другому контурах, ефективність органів регулювання реактора, розміри системи компенсації об'єму, характер використання акумулюючої ємності при зміні навантаження об'єкта, процеси розширення пари в турбіні та ефективність термодинамічного циклу залежать від кожної конкретної програми регулювання.

Існують чотири основні програми регулювання потужності енергоблоку для ЯЕУ з ВВЕР-1000:

- з постійною середньою температурою теплоносія в першому контурі ($t_{\text{ср}} = \text{const}$);
- з постійною температурою теплоносія на вході в реактор ($t_{\text{вх}} = \text{const}$);
- з постійним тиском і температурою насичення пари у другому контурі;
- зі змінним тиском у другому контурі.

Поєднанням наведених вище програм регулювання є компромісні та компромісно-комбіновані програми регулювання потужності. Такі програми представлені зокрема у роботах [105] та [119].

Характеристики технологічних параметрів в діапазоні від 0 до 100% потужності енергоблоку для кожної з обраних програм регулювання наведені на рисунку 3.23. На характеристики та на роботу системи взагалі впливають збурення, що виникають при роботі енергоблоку. Бувають внутрішні та зовнішні збурення. Зміна частоти в енергетичній системі та зміна температури охолоджуючої води в конденсаторах турбін це зовнішні збурення. Корозійні відкладення на поверхнях теплообміну ПВТ, ПНТ, ПГ, вигорання палива в реакторі, засмічення поверхонь теплообміну в ПГ, неконтрольоване порушення матеріального та енергетичного балансів першого та другого контурів через протікання це внутрішні збурення [84].

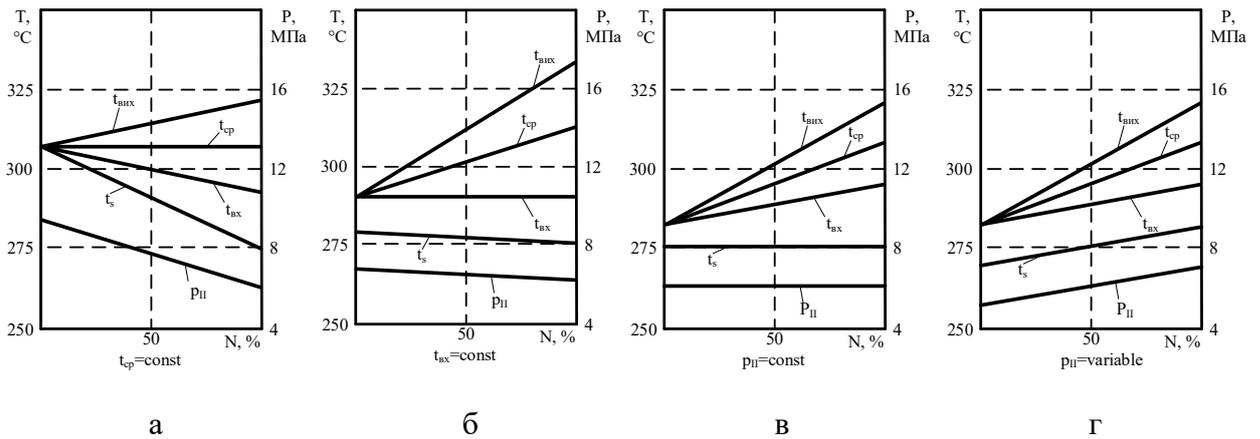


Рис. 3.23. Характеристики технологічних параметрів енергоблоку в діапазоні потужності енергоблоку 0 – 100 % при програмах регулювання:

- а - з постійною середньою температурою теплоносія в першому контурі;
- б - з постійною температурою теплоносія на вході в реактор;
- в - з постійним тиском у другому контурі;
- г - зі змінним тиском у другому контурі.

На рисунках 3.24, 3.25, 3.26 та 3.27 наведені принципіві схеми АСУ потужністю енергоблоку з реактором ВВЕР–1000, що працюють за програмами управління з постійною середньою температурою теплоносія в першому контурі, з постійною температурою теплоносія на вході в реактор, з постійним тиском у другому контурі та за змінним тиском у другому контурі, відповідно [10, 83, 84, 120].

За схемою АСУ, показаною на рисунку 3.24, програма регулювання потужністю енергоблоку працює як описано далі. Експлуатаційний персонал може зменшувати або збільшувати потужність за наступним алгоритмом.

Зміна заданого значення здійснюється за допомогою задатчика 7. При цьому регулятор потужності енергоблоку, враховуючи сигнал неузгодженості, формує керуючу команду, яка передається механізму управління турбіною 9. Цей механізм використовує сервомотор 10 для відкривання та закривання регулюючих клапанів 3 турбіни 4. Таким чином, електрична потужність генератора змінюється до тих пір, поки сигнал неузгодженості не зведеться до

нуля. Під час відкриття та закриття регулюючих клапанів турбіни змінюється тиск пари перед турбіною та в парогенераторі 2. Це призводить до збільшення або зменшення тиску пари і температури насичення у парогенераторі. Як результат, кількість теплоти, яку відводить другий контур, змінюється. Це впливає на температуру теплоносія у першому контурі на виході з парогенератору, що також змінює середню температуру теплоносія.

Для керування нейтронною потужністю використовується автоматичний регулятор потужності, що складається з двох компонентів: "коригуючого" регулятора середньої температури теплоносія першого контуру (17) і регулятора нейтронної потужності (14). Сигнал неузгодженості формується за допомогою задатчика і датчиків (15) середньої температури теплоносія першого контуру. Регулятор середньої температури теплоносія першого контуру формує коригуючий сигнал для регулятора нейтронної потужності. Потім регулятор нейтронної потужності видає команди на зміну положень регулюючих стрижнів (12), щоб забезпечити стабільну середню температуру теплоносія першого контуру при переході до іншого рівня потужності.

Схема АСУ потужністю енергоблоку за програмою регулювання з постійною температурою теплоносія на вході в активну зону зображено на рисунку 3.25. Ця програма регулювання потужності функціонально аналогічна програмі регулювання за постійною середньою температурою теплоносія в активній зоні. Відмінність полягає у тому, що регулювання здійснюється не на основі показників температури на вході та виході з активної зони, а лише на основі значень датчика температури теплоносія на вході в реактор.

На рисунку 3.27 зображено схему АСУ потужністю енергоблоку з програмою регулювання в режимі змінного тиску другого контуру. Для контролю над нейтронною потужністю використовується автоматичний регулятор потужності, що складається з регулятора потужності енергоблоку і регулятора нейтронної потужності 9.

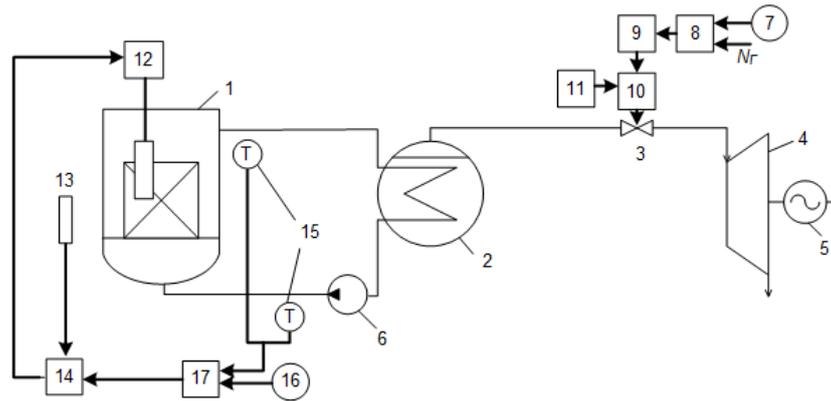


Рис. 3.24. Принципова схема АСУ потужністю енергоблоку з реактором ВВЕР–1000, що функціонує за ПУ з постійною середньою температурою теплоносія в 1–му контурі. Тут: 1 – реактор; 2 – ПГ; 3 – регулюючі клапани турбіни; 4 – турбіна; 5 – генератор; 6 – головний циркуляційний насос; 7 – пристрій, в якому задається значення електричної потужності генератора; 8 – регулятор потужності енергоблоку; 9 – механізм керування турбіною; 10 – сервомотор; 11 – регулятор частоти обертання турбіни; 12 – приводи регулюючих стрижнів; 13 – іонізаційна камера; 14 – регулятор нейтронної потужності реактора; 15 – датчики температури теплоносія ПК; 16 – пристрій, в якому задається значення середньої температури теплоносія ПК; 17 – регулятор середньої температури теплоносія ПК

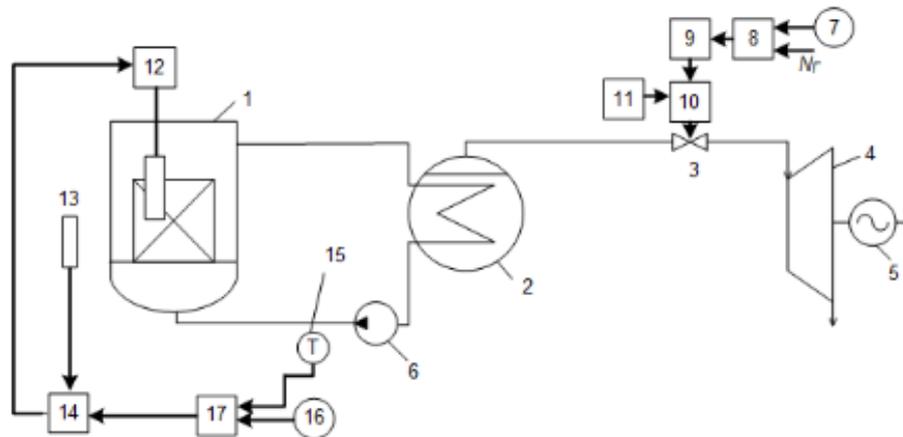


Рис. 3.25. Принципова схема АСУ потужністю енергоблоку з реактором ВВЕР–1000, що функціонує за ПУ з постійною температурою теплоносія на вході в реактор. Тут: 1 – реактор; 2 – ПГ; 3 – регулюючі клапани турбіни; 4 – турбіна; 5 – генератор; 6 – головний циркуляційний насос; 7 – пристрій, в якому задається значення електричної потужності генератора; 8 – регулятор потужності енергоблоку; 9 – механізм керування турбіною; 10 – сервомотор; 11 – регулятор частоти обертання турбіни; 12 – приводи регулюючих стрижнів; 13 – іонізаційна камера; 14 – регулятор нейтронної потужності реактора; 15 – датчик температури теплоносія ПК; 16 – пристрій, в якому задається значення середньої температури теплоносія ПК; 17 – регулятор середньої температури теплоносія ПК

На рисунку 3.26 представлена принципова схема АСУ потужністю енергоблоку з програмою регулювання, що ґрунтується на постійному тиску у другому контурі. Робота програми регулювання з постійним тиском і, відповідно температурою насичення пари в другому контурі аналогічна роботі програми регулювання за постійною середньою температурою теплоносія в активній зоні реактора, за винятком того, що формування коригуючого сигналу для регулятора нейтронної потужності здійснюється сигналом неузгодженості між первинним вимірювальним перетворювачем тиску пари у другому контурі 12 та датчиком значення тиску пари у другому контурі 17.

Для зміни потужності енергоблоку експлуатаційним персоналом застосовується датчик 7, який варіює задане значення відповідно до сигналу неузгодженості. Регулятор потужності енергоблоку формує коригувальний сигнал, який передається регулятору нейтронної потужності. Для зміни положення регулюючих стрижнів використовується іонізаційна камера 11, яка генерує керуючий сигнал для приводів 10.

Під час маневрування потужністю регулюючі клапани турбіни 3 завжди залишаються відкритими, а задана потужність підтримується автоматичним регулятором потужності, це призводить до зміни вироблення теплової енергії в реакторі і, відповідно, до зміни температури теплоносія у першому контурі. У результаті цього відбувається зміна тиску та витрати пари після першого контуру.

Отже, в умовах режиму змінного тиску пари в другому контурі енергоблоку, перехід до іншого рівня потужності передбачає підтримання постійного нейтронного потоку.

Перехід від опису функціонування програм регулювання потужності енергоблоку до аналізу їх особливостей виявляється критично важливим з точки зору забезпечення стабільності роботи енергетичного комплексу. Ці програми відіграють ключову роль у забезпеченні безпеки та стабільності реактора, а також у здійсненні оптимального енерговиробництва.

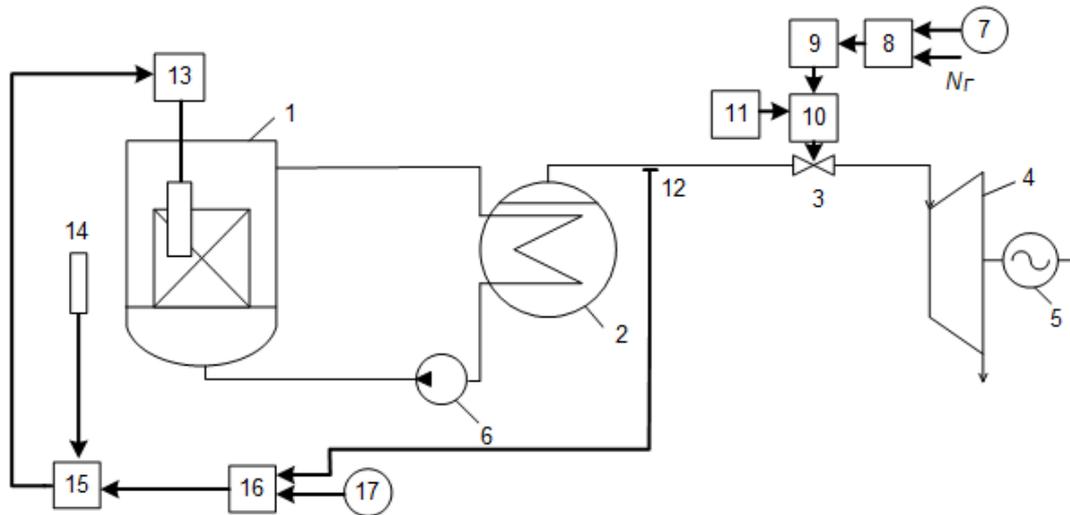


Рис. 3.26. Принципова схема АСУ потужністю енергоблоку з реактором ВВЕР–1000, що функціонує за ПУ з постійним тиском у другому контурі. Тут: 1 – реактор; 2 – ПГ; 3 – регулюючі клапани турбіни; 4 – турбіна; 5 – генератор; 6 – головний циркуляційний насос; 7 – пристрій, в якому задається значення електричної потужності генератора; 8 – регулятор потужності енергоблоку; 9 – механізм керування турбіною; 10 – сервомотор; 11 – регулятор частоти обертання турбіни; 12 – первинний вимірювальний перетворювач тиску пара в ДК; 13 – приводи регулюючих стрижнів; 14 – іонізаційна камера; 15 – регулятор нейтронної потужності реактора; 16 – регулятор тиску пари в ДК; 17 – пристрій, в якому задається значення тиску пари в ДК

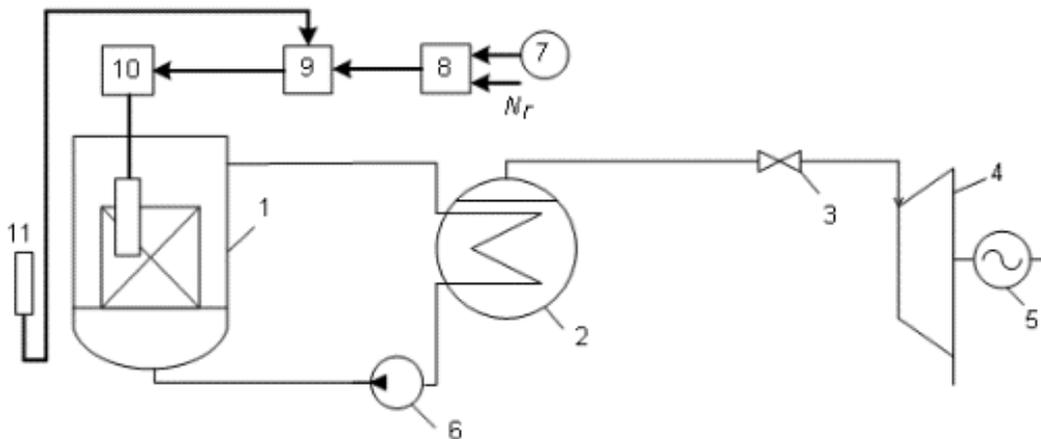


Рис. 3.27. Принципова схема АСУ потужністю енергоблоку з реактором ВВЕР–1000, що функціонує за ПУ зі змінним тиском у 2–му контурі. Тут: 1 – реактор; 2 – ПГ; 3 – регулюючі клапани турбіни; 4 – турбіна; 5 – генератор; 6 – головний циркуляційний насос; 7 – пристрій, в якому задається значення електричної потужності генератора; 8 – регулятор потужності енергоблоку; 9 – регулятор нейтронної потужності реактора; 10 – іонізаційна камера; 11 – приводи регулюючих стрижнів.

Ефективне функціонування цих програм дозволяє максимально використовувати ресурси та забезпечує найвищу продуктивність устаткування. Проте, для досягнення високої ефективності та надійності систем регулювання, важливо враховувати їх унікальні характеристики та можливі обмеження. Аналіз структури, алгоритмів та методів контролю цих програм дозволяє виявити потенційні проблеми та розробити стратегії їх вирішення. Таким чином, взаємозв'язок між описом функціонування програм та їх аналізом допомагає створити більш ефективні та надійні системи керування енергоблоками.

Детальний аналіз програм управління потужністю енергоблоку дозволяє зробити висновок про оптимальну програму управління для конкретного обладнання під час переходу на інші рівні потужності.

Отже, програма управління з постійною середньою температурою теплоносія в першому контурі має ряд переваг, включаючи швидкість реакції та простоту автоматизації. Крім того, вона менш чутлива до змін температурного режиму корпусу реактора та інших елементів першого контуру, що сприяє ефективній експлуатації обладнання. Зазначена інформація дозволяє стверджувати, що ця програма управління є оптимальною для першого контуру, але вона також має свої недоліки [10, 83, 84, 119].

Один з основних недоліків полягає в тому, що при зниженні потужності енергоблоку збільшується тиск пари в другому контурі, що може вимагати модифікації парогенератора та головних паропроводів для роботи з підвищеним тиском. Це, в свою чергу, може призвести до збільшення витрат матеріалу та погіршити маневреність теплоенергетичного обладнання другого контуру. З метою забезпечення безпеки та надійності при низьких навантаженнях, може бути прийняте вимушене рішення щодо зниження початкового тиску пари в другому контурі при номінальному режимі, що може знизити економічну ефективність турбоустановки та всього блоку.

Ще одним недоліком є те, що підвищення тиску в другому контурі при зниженні потужності блоку може призвести до необхідності активного закривання регулюючих клапанів турбіни, що збільшує дроселювання пари і вологість у паровипускній частині турбіни, а також погіршує показники її ерозійної надійності та теплової ефективності. Зміна режиму роботи може призвести, як показано на рисунку 3.23(a), до зміни температури теплоносія при виході з активної зони, що впливає на температурний режим корпусу реактора в області максимальних температур.

Недоліками також є ксенонові коливання, велика кількість дебалансних вод, викривлення поля енерговиділення при введенні-виведенні ОР СУЗ, а також поява значних напружень при переміщенні ОР СУЗ вгору [105].

Навіть з усіма перевагами, програму управління з постійною середньою температурою теплоносія в першому контурі рідко використовують самостійно, частіше вона застосовується в поєднанні з іншими програмами управління.

За думкою деяких фахівців, кращим варіантом є використання програми управління з постійною температурою на вході в реактор ($t_{вх} = \text{const}$) [22, 61]. Ця програма відзначається високою ефективністю у мінімізації впливу на ОР СУЗ та поліпшенні умов роботи палива. Крім того, вона проявляє стабільність параметрів енерговиділення по висоті активної зони при змінах потужності, що відрізняє її від інших програм регулювання. Однак вона має свої недоліки, такі як обмежений діапазон регулювання, обумовлений допустимим тиском у парогенераторі, жорстке обмеження температури теплоносія на вході в активну зону реактора, циклічні зміни параметрів другого контуру та менша швидкодія порівняно з програмами регулювання з постійною середньою температурою.

Найбільш сприятливою програмою управління для парогенеруючого обладнання другого контуру є програма з постійним тиском та температурою насиченої пари ($p_{II} = \text{const}$) [61, 105]. Ця програма гарантує стабільний

термічний режим парогенератора, паропроводів і запірно-регулюючих клапанів турбіни, завдяки постійному тиску пари та відповідно і температурі насиченої пари у другому контурі. Постійний тиск дозволяє використовувати більші параметри пари перед турбіною, що поліпшує ефективність теплової установки. Крім того, ця програма забезпечує стабільні умови експлуатації обладнання другого контуру, забезпечуючи сталість теплофізичних характеристик. Вона також дозволяє використовувати підвищені параметри пари перед турбіною в номінальному режимі, має високу швидкість реакції та легку автоматизацію процесів управління.

Програма також має свої недоліки. Зміна середньої температури теплоносія може призводити до температурних напружень у корпусі реактора та інших елементах, що може обмежити маневреність. Крім того, через зміну об'єму теплоносія, оскільки програма не забезпечує постійну середню температуру у першому контурі, можуть знадобитися збільшені розміри компенсатора тиску. Для компенсації зміни реактивності реактора через температурний ефект, що відбувається разом із змінами температури, необхідний відповідний вплив органів управління реактором, що може спричинити нерівномірність поля енерговиділення в активній зоні реактора. Інші недоліки цієї програми включають велику кількість дебалансних вод та можливість виникнення ксенонових коливань.

Програма управління, що оперує зміною тиску другого контуру, вважається найбільш оптимальною для турбінного обладнання атомних електростанцій, особливо для турбін з дросельним паророзподілом, що активно використовуються в сфері ядерної енергетики [22, 83, 84]. Ця програма управління широко використовується для енергоблоків, що працюють на теплових енергоносіях, і ґрунтується на використанні регулюючих клапанів турбін у всіх стаціонарних режимах, де вони контролюють витрату пари та зміну тиску у другому контурі. Під час експлуатації енергоблоку за цією програмою не передбачається зниження

тиску до нуля, а лише до мінімального допустимого рівня, що забезпечує необхідну надійність ядерної установки. Подальше зниження потужності турбіни відбувається при мінімальному припустимому тиску з зачиненням регулюючих клапанів турбіни. Цей перехід до режиму змінного тиску суттєво впливає на умови роботи практично всіх компонентів енергоблоку, включаючи паротурбінні та парогенеруючі установки, температурні режими реактора, парогенератора, а також нейтронно-фізичні характеристики реактора.

Тим не менш, ця програма має свої недоліки. Наприклад, при роботі зі змінним тиском для вологопарових турбоустановок підвищується теплова ефективність лише за умови, що номінальний тиск свіжої пари перевищує 3 МПа; ступінчаста сепарація призводить до зростання ефективності лише на першому ступені сепарації, в той час як подальші ступені не приносять додаткових вигод або втрат; збільшення втрат через вологість ЦНТ зменшує температуру промперегріву, що негативно впливає на вироблення свіжої пари.

У таблиці 1 наведені систематизовані характеристики відомих програм регулювання. Після аналізу різних програм регулювання потужності енергоблоку можна зробити висновок, що кожна з них має свої особливості, переваги та недоліки. Були розглянуті програми управління з постійною середньою температурою теплоносія в першому контурі, з постійною температурою теплоносія на вході в реактор, з постійним тиском і температурою насичення пари у другому контурі, а також програма зі змінним тиском у другому контурі.

При виборі програми регулювання потужності енергоблоку слід пам'ятати, що вони відіграють ключову роль для забезпечення стабільності енергетичної системи в цілому. Ці програми мають велике значення для забезпечення безпеки енергоблоку та оптимізації його роботи. Аналіз особливостей їх роботи дозволяє виявити переваги та недоліки, що сприяє подальшому удосконаленню систем управління енергоблоками.

Характеристики програм регулювання потужності енергоблоку

ПР	Переваги	Недоліки
$t_{\text{сеп}} = \text{const}$	<ul style="list-style-type: none"> - швидкодія - легкість автоматизації - відсутність значних змін температурного стану корпусу реактора та інших елементів першого контуру, що створює сприятливі умови для експлуатації обладнання першого контуру 	<ul style="list-style-type: none"> - збільшення тиску пари в другому контурі та погіршення міцності - збільшення дроселювання пари та вологості в паровипускній частині турбіни - зміна температурного стану корпусу реактора в зоні максимальних температур - виникнення ксенонових коливань - велика кількість дебалансних вод - викривлення поля енерговиділення - значні напруження в оболонках твелів поблизу ОР СУЗ, при переміщенні ОР СУЗ вгору
$t_{\text{вх}} = \text{const}$	<ul style="list-style-type: none"> - ефективність в мінімізації впливу на ОР СУЗ - поліпшення умов роботи палива - стійкість параметрів поля енерговиділення по висоті при змінах потужності 	<ul style="list-style-type: none"> - діапазон регулювання обмежений допустимим тиском у ПГ - жорстке обмеження температури теплоносія на вході в активну зону - циклічні зміни параметрів другого контуру - низька швидкодія
$p_{\text{II}} = \text{const}$	<ul style="list-style-type: none"> - практично незмінний термічний стан парогенератора, паропроводів та корпусів запірно-регулюючих клапанів турбіни - можливість використовувати більш високі параметри пари перед турбіною, що підвищує теплову економічність турбоустановки - сприятливіші умови для експлуатації обладнання другого контуру - сталість теплофізичних характеристик - висока швидкість реакції - легкість автоматизації 	<ul style="list-style-type: none"> - температурні напруження у корпусі реактора та інших елементах, знижують маневреність - через зміну об'єму теплоносія потрібні збільшені розміри компенсатора тиску - компенсація зміни реактивності реактора потребує впливу ОР СУЗ, що може призвести до нерівномірності поля енерговиділення в активній зоні - багато дебалансних вод - поява ксенонових коливань - поява значних напружень при переміщенні ОР СУЗ вгору
$p_{\text{II}} = \text{var}$	<ul style="list-style-type: none"> - є найбільш сприятливим для турбінного обладнання атомних електростанцій, особливо для турбін з дросельним паророзподілом - мінімізації впливу на ОР СУЗ - стійкість параметрів активної зони реактора при змінах потужності 	<ul style="list-style-type: none"> - тепла економічність зростає лише за умови номінального тиску свіжої пари більше 3 МПа - вираш від переходу до змінного тиску лише на першій ступіні ступінчастої сепарації - внаслідок вологості ЦНТ, зменшується температура промперегріву, що виробляє свіжу пару, виникає підвищення втрат

Наступним кроком удосконалення систем автоматизованого управління енергоблоків АЕС є оптимізація не лише програм регулювання, а й обчислювальних засобів, не лише моделей, а й швидкості рішень. Так оптимізація технічних засобів та програмного забезпечення стане переходом від структурно-технологічної оптимізації до оптимізації ПЗ для регулювання та обчислювальних ресурсів, які беруть участь у моделюванні експлуатації та обчислювальних ресурсів задіяних в управлінні енергоблоків залежно від показників надійності енергоблоку та похибки моделювання.

Результатом розв'язання задачі дисертаційної роботи, яка була сформульована на початку розділу можна вважати подальший розвиток методу автоматизованого управління плановою зміною потужності ЯЕУ з ВВЕР-1000, на базі математичної моделі реактивності активної зони, за допомогою якої можна розраховувати стани керування коли немає необхідності пригнічувати збурення викликані зміною концентрації ксенону для зменшення зміни концентрації борної кислоти і тим самим підтримувати кількісну міру стабільності реактора який складається з трьох контурів керування, один з яких підтримує зміну потужності реактора за рахунок регулювання концентрації БК в теплоносії, другий підтримує необхідне значення аксіального офсету шляхом зміни положення стрижнів СУЗ, а третій температурний режим теплоносія за рахунок регулювання положення головних клапанів ТГ, який відрізняється від відомих тим що для забезпечення стабільності енерговиділення в активній зоні при зміні її потужності за нормальних умов експлуатації реактора процес керування потужності: по-перше реалізується на малому проміжку часу як зміна завдання керування потужності при стабільній поточній потужності (принцип керування по відхиленню) і по-друге використання внутрішньо притаманної властивості активної зони (отруєння-розотруєння реактора) при зміні потужності, що дозволило підтримувати сталість балансу виробництва та споживання енергії в ядерній установці.

3.9. Висновки до розділу

1. У третьому розділі дисертаційної роботи була представлена спрощена схема структури розподіленої моделі активної зони реактора. Модель розподілена на зони за висотними шарами $y(1...10)$, на сектори за сегментами 60° симетрії $x(1...6)$ та на ділянки групи ТВЗ всередині сектора за строком експлуатації $z(1...4)$. Кожен висотний шар складається з 163 елементарних комірок ТВЗ, а кожен сектор симетрії з 27 елементарних комірок, центральна ТВЗ не входить до жодного сектору симетрії.

2. Представлена комплексна імітаційна модель енергоблоку як об'єкта керування, що складається з моделі реактора, яка включає в себе імітаційні моделі розподіленої активної зони реактора, кінетики реактора, енерговиділення, передачі енергії паливу і теплоносію, ефектів реактивності, з моделей парогенератора, турбогенератора та урахування запізнювання теплоносія в трубопроводах.

3. Детально розглянуті статичні програми регулювання потужності енергоблоку з постійною середньою температурою теплоносія в першому контурі, з постійною температурою теплоносія на вході в реактор, з постійним тиском і температурою насичення пари у другому контурі, зі змінним тиском у 2-му контурі. Були розглянуті їх особливості, переваги та недоліки, що дало можливість сформулювати вектор подальших досліджень.

4. Проведено систематизацію та аналіз різних програм регулювання потужності енергоблоку. Результати систематизації представлені у вигляді таблиці. Були розглянуті програми управління з постійною середньою температурою теплоносія в першому контурі, з постійною температурою теплоносія на вході в реактор, з постійним тиском і температурою насичення пари в другому контурі, а також з тиском, що змінюється в другому контурі. Проведена систематизація дозволяє краще зрозуміти особливості кожної програми керування потужністю енергоблоку та прийняти обґрунтовані

рішення при виборі оптимальної стратегії керування для конкретних умов експлуатації.

5. Отримав подальший розвиток метод автоматизованого управління плановою зміною потужності ЯЕУ з ВВЕР–1000, який складається з трьох контурів керування, один з яких підтримує зміну потужності реактора за рахунок регулювання концентрації БК в теплоносії, другий підтримує необхідне значення аксіального офсету шляхом зміни положення стрижнів СУЗ, а третій температурний режим теплоносія за рахунок регулювання положення головних клапанів ТГ.

РОЗДІЛ 4

ВДОСКОНАЛЕНА АВТОМАТИЧНА СИСТЕМА УПРАВЛІННЯ ПОТУЖНІСТЮ ЕНЕРГОБЛОКУ АЕС З ВВЕР–1000

Для досягнення мети дисертаційного дослідження необхідно розробити схему автоматизованої системи управління для циклічного навантаження при змінні температурного поля ядерного реактора на базі різних моделей математичного уявлення, для відомих статичних програм регулювання та знайти межу використання представлення існуючих внутрішніх збурень активної зони у вигляді фізико-математичної або апроксимаційної моделей для використання в імітаційному моделюванні для аналізу структур керування.

Для розв'язання такої задачі необхідно провести аналіз методів управління енерговиділенням активної зони ВВЭР-1000, дослідити взаємозв'язок апроксимаційної та фізико-математичної моделей ЯЕУ, розв'язати задачу пошуку меж, що подібна до розв'язання задачі оптимального керування та інтегрувати в імітаційну структурну модель уявлення меж використання апроксимаційної або фізико-математичної моделей, що дасть можливість мінімізувати поточні зовнішні та внутрішні збурення.

4.1. Методи управління енерговиділенням ВВЕР-1000

Метод управління енерговиділенням ВВЕР-1000, відомий як метод офсетно-офсетних фазових діаграм, являє собою наступний принцип [13]. У кожний момент часу єдиний рівноважний розподіл в активній зоні йоду та ксенону, а також єдине рівноважне значення аксіального офсету (АО), відповідають поточному «управлінню» - положенню регулюючих органів або іншим керуючим впливам. При фіксованому управлінні це є «нерухомою

точкою», щодо якої відбуваються коливання миттєвого АО. Таким чином, рівноважний АО є функцією управління і характеристикою процесу.

У координатах AA^* процес управління реактором представлений безперервною траєкторією на фазовому портреті офсетної або F-діаграми. Керуючі впливи визначають траєкторію процесу. Метод F-діаграм є адаптацією для ВВЕР-1000 ксенон-йодних діаграм, що використовуються при експлуатації реакторів з водою під тиском.

Принцип рухомої рівноваги формулюється при використанні F-діаграм: для придушення ксенонових коливань рівноважний АО повинен змінюватися в протифазі з миттєвим. Простий метод управління, що переводить реактор з нерівноважного в рівноважний стан, включає три фази. У першій фазі управління спрямоване на утримання поточної точки у допустимій області до зміни знаку АО. Після зміни знаку АО у другій фазі поточна точка спрямовується до заданої точки рівноважного стану діагоналі діаграми. У третій фазі відбувається остаточне придушення коливань - рух точки по прямій $АО = \text{const}$ (метод підтримки постійного АО).

Ще одним із методів управління енерговиділенням ВВЕР-1000 є метод цуга. [27] Цей метод заснований на методі «мода-X», який використовує декілька груп органів регулювання з різною ефективністю [118]. Ці групи вводяться в активну зону і переміщуються у ній у порядку, враховуючи їх ефективність – менш ефективні групи занурюються на більшу глибину [104]. Основний принцип «мода-X» полягає у можливості впливу при введенні керуючих груп у різні (за висотою) половини а.з. на реактивність та аксіальний офсет без використання системи борного регулювання.

Метод управління ВВЕР, аналогічний методу «мода-X», для роботи в маневреному режимі передбачає управління положенням будь-якої кількості керуючих груп за допомогою двох параметрів: занурення та дистанції цуга. При цьому на переміщення груп накладаються обмеження. Певна

послідовність груп називається цугом. Керуючі групи цуга переміщуються у певній послідовності, зворотній до їхнього введення в активну зону.

Положення кожної групи визначається відстанню від нижнього кінця поглинаючих елементів до низу активної зони. Вага групи залежить від кількості поглиначів у ній і нормується загальною кількістю керуючих груп. Групи впорядковані за зменшенням ваг. Занурення групи визначається глибиною її занурення та її вагою. Дистанція цуга визначає відстань між групами в цузі, а занурення цуга відповідає сумарній кількості поглиначів, введеного в активну зону. Управління положенням будь-якої кількості керуючих груп може бути спрощено до завдання двох параметрів цуга: занурення та дистанції.

Таким чином, керування цугом дозволяє встановити однозначну відповідність між керуючими параметрами (занурення, дистанція) і керованими параметрами (реактивність, АО).

Ще одним із методів управління енерговиділенням ВВЕР-1000 є метод просторової локалізації ксенонових процесів. [99] Він призначений для керування реактором у маневреному режимі, при якому щодобово відбувається розвантаження зі 100 % до 70-80 % номінальної потужності. При цьому розвантаженні висотне розподілення енерговиділення за допомогою керуючих груп формується таким чином, що зміна потужності відбувається у верхній половині активної зони, а потужність нижньої половини залишається незмінною. Це дозволяє мінімізувати ксенонові перехідні процеси та запобігати сильним просторовим коливанням після завершення маневру потужністю.

У ході випробувань маневрів потужністю з нічними розвантаженнями до 80 % номінальної потужності ($Q_{\text{ном}}$) [99] енергоблока АЕС було розроблено метод управління, спрямований на мінімізацію водообміну. Маневр здійснювався за допомогою наступних заходів:

- переміщення двох груп органів регулювання – (№10) та групи управління активною зоною (№5);

- регулювання температури теплоносія на вході в активну зону ($T_{вх}$) у межах, що відповідають зміні тиску пари в головному паровому колекторі (P_2) у діапазоні 6–6.2 МПа;

- введення в перший контур дистиляту для компенсації вигорання минулої доби, спільно з ефектом «вибігу реактивності» в результаті вигорання ксенону на етапі підвищення потужності.

Під час випробувань потужність реактора знижується переважно через переміщення керуючих груп, що при існуючих регламентних обмеженнях не дозволяє підтримувати постійний аксіальний офсет. Для вирішення цієї проблеми було застосовано принцип стабілізації АО, заснований на просторовій локалізації ксенонових процесів.

Використовуючи визначення АО, для двох різних станів реактора можна встановити зв'язок між офсетом (AO_1, AO_2), потужністю (Q_1, Q_2) та потужністю нижньої половини активної зони (Q_{1h}, Q_{2h}) за формулою:

$$\frac{(AO_2 + 1)Q_2}{(AO_1 + 1)Q_1} = \frac{Q_{2h}}{Q_{1h}}$$

Ця формула показує, що при зниженні потужності реактора з 100 % до 80 % від номінальної потужності, щоб підтримувати потужність нижньої половини активної зони в межах від 0,9 до 1 вихідної необхідно збільшити початковий офсет, який становить 3 % в стаціонарному стані, до значень у діапазоні від 16 до 29 %.

Дослідження показали, що максимальне відхилення офсету становило близько 30 %. Таким чином, було продемонстровано можливість роботи ВВЕР-1000 у режимі щодобових змін навантаження.

Вже згадувався метод підтримки рівноважного аксіального офсету для управління енерговиділенням ВВЕР-1000. Відомі два способи придушення ксенонових коливань [102], представлені простими частковими рішеннями

рівнянь коливань. Ці методи називаються метод підтримки постійного АО та метод підтримки рівноважного АО.

При постійній потужності рівняння коливань виглядають так:

$$\frac{dA_j}{dt} = a_{jj}A_j + a_{j\varphi}A_\varphi,$$

$$\frac{dA_x}{dt} = a_{xj}A_j + a_{xx}A_x + a_{x\varphi}A_\varphi,$$

$$A_\varphi = C_x A_x + k A_\varphi^*,$$

де A_j , A_x , A_φ – офсети розподілу йоду, ксенону та щільності потоку нейтронів відповідно; A_φ^* – рівноважний розподіл ксенону за поточного стану органів регулювання; інші коефіцієнти постійні і залежить від властивостей реакцій на йоді і ксеноні, потужності і розмірів активної зони, а також усереднених показників інтегрального поглинача.

Коли $A_\varphi = A_\varphi^*$, система приходить до рішення, що збігається, що призводить до придушення коливань. Оскільки $АО \sim A_\varphi$, умова $A_\varphi = A_\varphi^*$ означає, що $АО = АО^*$, що F-діаграмі відповідає руху фазової точки вздовж діагоналі офсет-офсетної діаграми. Утримуючи фазову точку на цій діагоналі, досягається придушення коливань ксенону. Цей метод називається підтримкою рівноважного АО. Як і метод підтримки постійного АО [102] він гарантує придушення коливань, але за менший час.

З використанням методу підтримки постійного аксіального офсету процес придушення коливань займав 30 – 40 годин, при цьому група органів регулювання опускалася до 70 % і потім поверталася у вихідне положення. У разі застосування методу підтримки рівноважного аксіального офсету процес придушення коливань тривав 1 годину і група органів регулювання досягала кінцевого положення 70 %, при цьому кінцевий офсет становив 14 %.

На атомних електростанціях впроваджувалися методи управління потужністю та розподілом енерговиділення, що характеризуються такими особливостями [13]. В управлінні беруть участь три «керуючі» групи органів регулювання з номерами 10, 9 та 8, що містять відповідно 6, 7 та 9 органів

регулювання. Група органів регулювання (№10) постійно перебуває у проміжному положенні, тоді як групи 8 і 9 вводяться в активну зону за потребою. Ці керуючі групи були обрані таким чином, щоб їх введення в активну зону забезпечувало зниження потужності від номінального рівня до 10 % при мінімальному спотворенні радіального розподілу енерговиділення.

При розвантаженні органів регулювання, що змінює потужність активної зони ефекти реактивності компенсуються цими органами, що підтримує величину підкритичності на необхідному рівні. Глибина занурення груп не обмежується для оптимізації керування. У стаціонарних станах рекомендується витягувати групи 8 та 9 з активної зони, а положення регулюючої групи утримувати не нижче 70 % [102].

Для керування потужністю реактора можна змінювати температуру теплоносія, що може включати зміну тиску головного парового колектора. Використовуються два режими температурного регулювання:

- «пасивний» режим, де температура теплоносія змінюється внаслідок зміни потужності реактора чи турбогенератора;

- «активний» режим, де температура теплоносія регулюється зміною тиску пари в головному паровому колекторі за допомогою регулятора турбогенератора за умови постійної потужності турбогенератора.

Також було змінено обмеження на величину аксіального офсету та коефіцієнта нерівномірності енерговиділення за обсягом, які тепер безперервно залежать від рівня потужності, що відображено на офсет-потужнісній та Kv-потужнісній діаграмах.

4.2 Перемикання статичних програм регулювання потужності ЯЕУ з ВВЕР-1000 безударним методом

В дослідженні, проведеному в роботі [105], була реалізована можливість безударного перемикання статичних програм регулювання енергоблоків з

ВВЕР-1000 [40]. Експерименти проводилися на моделі енергоблоку з розподіленими параметрами [39]. Серед вхідних параметрів енергоблоку були враховані початкове положення ОР СУЗ, положення регулюючого клапана турбіни та початкове значення концентрації борної кислоти. Вихідними регульованими параметрами були визначені аксіальний офсет, нейтронна потужність, електрична потужність енергоблоку, витрата пари, тиск пари у другому контурі, температура насичення, а також температура теплоносія.

У цьому дослідженні були проаналізовані три статичні програми регулювання для енергоблоку АЕС з ВВЕР-1000, використовуючи три автоматичні системи управління: з постійною температурою на вході в реактор, з постійною середньою температурою теплоносія, а також з постійним тиском у другому контурі [61]. Для вивчення перехідних процесів при переході від однієї програми регулювання до іншої в існуючу модель автоматизованої системи управління був впроваджений перемикач програм [61, 105].

Під час перевірки концепції дослідження щодо можливості вибору каналу регулювання виникла проблема з І-складовою ПІ-регуляторів при перемиканні програм. Кожен регулятор мав свій вплив на об'єкт керування через перемикач програм, але в двох від'єднаних регуляторах накопичувалася помилка регулювання, оскільки вони не були з'єднані з об'єктом керування. При підключенні іншого регулятора при перемиканні статичних програм сумарний вплив на об'єкт керування змінювався, що призводило до різких змін основних технологічних параметрів об'єкту [105]. Значення інших технологічних параметрів також виходили за межі допустимих значень, що може призвести до позаштатних ситуацій. Аналіз результатів дослідження показав, що значення регульованих величин зросли після виникнення скачкоподібного збурення. Аксіальний офсет збільшився на 7%, вхідна температура - на 35 відносних одиниць, тиск у другому контурі - на 10 відносних одиниць.

У реальних умовах застосування регуляторів також часто виникає подібна проблема, що стимулює потребу в реалізації плавного переходу від одного режиму управління до іншого [39, 46, 96]. Використовуючи досвід з плавним перемиканням режимів регулювання, який вже успішно впроваджений в промисловості, у роботі [105] вдалося уникнути різкого стрибка під час моделювання. Це було досягнуто за допомогою додаткових зворотних зв'язків між перемикачем програм та регуляторами, що дозволило отримати реакцію на перемикання програм в межах допустимих відхилень.

Аналіз реакції технологічних параметрів на плавне перемикання програми при 80% потужності енергоблоку, а також на вихід на 100% потужності за іншою програмою регулювання показав, що максимальне відхилення аксіального офсету становило 0,015% при прямому перемиканні та 0,027% при зворотному. При цьому час регулювання склав 300 секунд при прямому перемиканні та 400 секунд при зворотному. Температура теплоносія на вході до активної зони змінилася на 5 відносних одиниць за 150 секунд при прямому перемиканні та на 4 відносні одиниці при зворотному. При цьому час регулювання склав 300 секунд. Максимальне відхилення тиску пари при прямому перемиканні програм становило 0,45 відносних одиниць, а при зворотному - 0,3 відносні одиниці. Час перехідного процесу у обох випадках склав 150 секунд.

Дана робота є базою для вдосконалення АСУ АЕС з ВВЕР-1000. Зокрема методика безударного перемикання програм регулювання дає велику перевагу для подальшого удосконалення не лише АСУ АЕС але і інших схожих складних систем. Данну роботу можна покращити за рахунок впровадження математичних імітаційних моделей в АСУ з безударним перемиканням програм для імітаційних досліджень та більш ефективного та прогнозованого управління процесами в енергоблоках АЕС.

4.3. Імітаційне моделювання внутрішніх процесів ЯЕУ з ВВЕР-1000

У роботі [96] була розроблена апроксимаційна модель і визначена передавальна функція, яка описує зміну реактивності енергоблоку атомної електростанції у вигляді єдиної функції. Це дозволило лінеаризувати нелінійні динамічні процеси в активній зоні.

Ця модель включала три етапи. На першому етапі для номінальної теплової потужності 3000 МВт та з чи до різних рівнів потужності кожна крива зміни реактивності апроксимувалася за допомогою функції одного аргументу, яка представляла собою поліном. На другому етапі знаходилася передавальна функція для кожної апроксимованої кривої. На третьому етапі проводилася апроксимація двовимірних даних зміни реактивності за допомогою зворотного перетворення Лапласа та методу найменших квадратів. У результаті були побудовані графіки апроксимуючих функцій, що відображали залежність зміни потужності ΔP від часу.

При збільшенні навантаження були отримані апроксимовані поліноми для графіків зміни реактивності, а також графіки результатів розв'язку вихідної моделі у вигляді апроксимації Паде. Додатково були визначені коефіцієнти апроксимованої залежності, що дозволило точно визначити реактивність у будь-який момент часу при зміні навантаження від будь-якої величини до номінального значення теплової потужності реактора.

На рисунку 4.1 наведені графіки апроксимації для двох граничних рядів даних: один відображає збільшення навантаження від 0 до 3000 МВт, а інший - від 2250 до 3000 МВт, що включає всі інші дані. За результатами можна зробити висновок, що протягом перших 30 годин (0,30 на графіку) відображення результатів рішення вихідної моделі через апроксимацію поліномом та апроксимація Паде, побудована на його основі, практично не відрізняються і, відповідно, можуть використовуватись взаємозамінно [13, 96].

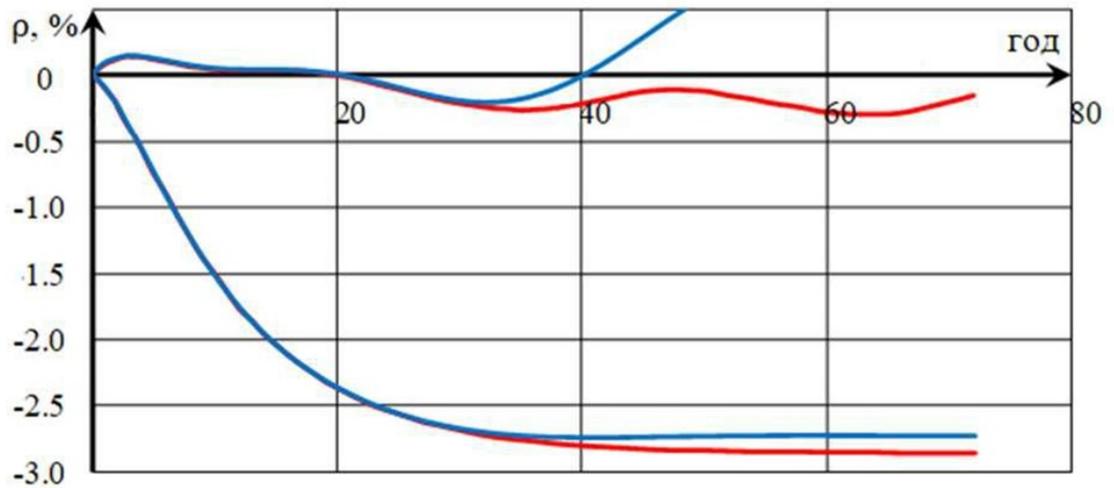


Рис. 4.1. Порівняння представленого рішення за допомогою фізико-математичної моделі (червона лінія) і апроксимації Паде (синя лінія) у випадку збільшення навантаження [13]

Для сценарію зменшення навантаження в дослідженні були отримані апроксимовані поліноми для графіків зміни реактивності, коефіцієнти апроксимованої залежності та відображення результатів рішення вихідної моделі зміни реактивності у формі апроксимації Паде.

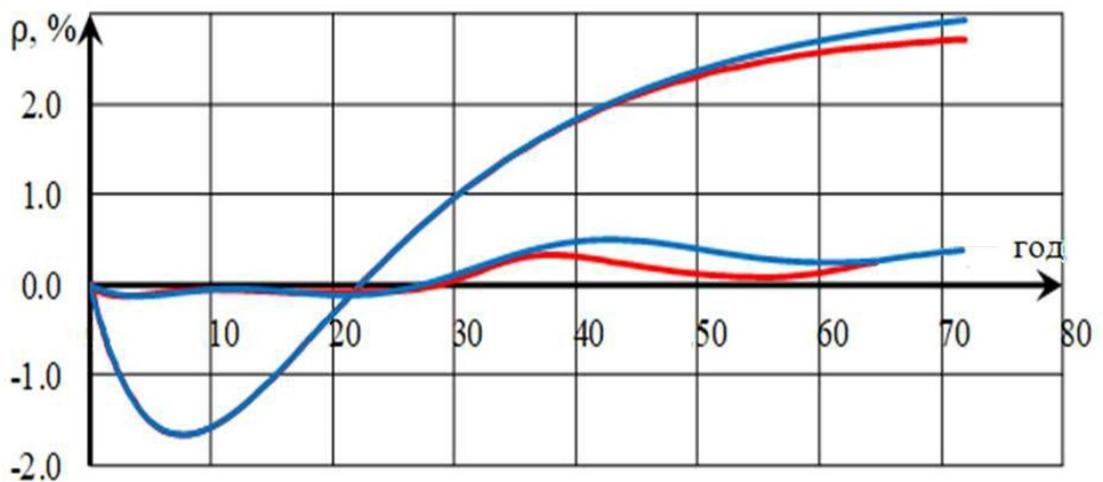


Рис. 4.2. Порівняння представленого рішення за допомогою фізико-математичної моделі (червона лінія) і апроксимації Паде (синя лінія) у випадку зменшення навантаження [13]

На рисунку 4.2 подані графіки з результатами апроксимації для двох граничних наборів даних: один показує зменшення навантаження від 3000 до 0 МВт, а інший - від 3000 до 2250 МВт, що включає всі інші дані. Можна зробити висновок, що протягом перших 30 годин (0,30 на графіку) відображення результатів рішення вихідної моделі через апроксимацію поліномом і апроксимація Паде, побудована на його основі, практично не відрізняються і, відповідно, можуть використовуватись взаємозамінно [96].

Обчислення, проведені за допомогою апроксимованої моделі, дозволяють передбачити процеси, що відбуваються в активній зоні, на протязі близько 24 годин або протягом трьох змін роботи оперативного персоналу. Цей передбачення вистачає для маневрування потужністю, яке зазвичай здійснюється оператором протягом 2 годин. Наслідки цього маневрування виявляються протягом близько 30 годин. Тому після 18-20 годин роботи енергоблоку підсистема управління оновлює свої обчислювані дані і перераховує коефіцієнти апроксимаційної моделі. На основі цих перерахованих коефіцієнтів відбувається налаштування регуляторів потужності [96].

Перевагою розробленої моделі є її гнучкість і можливість легкої адаптації до наявних систем управління та захисту АЕС. Завдяки модернізованій комп'ютерній системі автоматизації досягається ефективне управління, що унеможливорює виникнення ксенонових коливань та забезпечує стабільне значення аксіального офсету. Однак недоліком цього підходу є необхідність попередніх розрахунків апроксимаційної моделі на основі результатів нейтронно-фізичних обчислень, а також подальший процес налаштування енергоблоку на основі цих даних.

Лінійний характер апроксимованої моделі, розробленої у даній роботі, вказує на обмежену застосовність її впродовж усього часу, необхідного для компенсації зміни реактивності. Однак цю модель можна ефективно використовувати протягом певного інтервалу часу, під час якого працюють

регулятори комп'ютерної системи автоматизації. Це дозволяє розрахувати нові параметри моделі, не змінюючи її структуру, протягом цього інтервалу i , у разі потреби, змінювати параметри регулятора [96].

Зокрема наведену систему управління можна вдосконалити, знайшовши оптимальний час роботи тієї чи іншої моделі, виходячи з показників похибок, а також за рахунок оптимізації часу перерахунку параметрів.

4.4. Моделювання та розробка структури автоматизованої системи управління ЯЕУ

Фізико-математичні моделі ядерно-енергетичних установок (ЯЕУ) не можуть бути інтегровані в комп'ютерну систему автоматизації, що використовується на атомних електростанціях, у режимі реального часу через присутність нелінійності та відсутність обчислювальних ресурсів, необхідних для ефективної роботи комп'ютерної системи автоматизації на АЕС [65]. У зв'язку з цим, при зміні потужності енергоблоку керування здійснюється оператором у ручному режимі на основі номограм, що створюються на основі результатів попередніх розрахунків за допомогою відповідних моделей.

Для керування локальними регуляторами використовуються прості лінеаризовані математичні моделі. Натомість, складніші математичні інструменти використовуються для розрахунку нейтронно-фізичних властивостей активної зони реактора. Така складна модель [69] є системою нелінійних диференціальних рівнянь і використовується для прогнозування стану реактора, враховуючи всю історію експлуатації поточної кампанії ядерного палива [13, 21]. Для керування ядерним реактором оператор використовує спеціальні номограми, які розробляються на основі попередніх розрахунків за допомогою математичної моделі та регламенту, що визначає послідовність дій в залежності від значень технологічних параметрів. Проте, навіть при використанні номограм і регламенту, оператор може допустити

помилку. У цьому дослідженні [67] була скомпонована модель, що включає апроксимовану модель, що описує зміну реактивності під впливом ксенонового отруєння, залежно від величини збурення.

Шляхом розрахунку повної математичної моделі [83] було отримано значення, які описують стан активної зони реактора при стаціонарному рівні потужності з мінімальною похибкою [68]. Однак ці значення не можуть бути використані для оперативного управління під час маневрування потужності через значний час, необхідний для їхніх розрахунків. Саме для вирішення цієї проблеми було застосовано апроксимаційну модель.

Базуючись на моделях представлених у [96, 105, 119, 120] створено багатозонну модель енергоблоку з реактором типу ВВЕР-1000 з розподіленими параметрами [66, 67]. Крім того, були синтезовані три окремі одноконтурні автоматичні системи регулювання потужності [68], за допомогою яких підтримується один з технологічних параметрів: температура теплоносія на вході в активну зону реактора ($T_{вх}$), середня температура теплоносія ($T_{сер}$), тиск пари в другому контурі (P_2). Зміна концентрації борної кислоти – це керуючий вплив для цих параметрів.

З використанням вказаних автоматичних систем регулювання вивчаються три статичні програми управління для одного й того ж об'єкта – ЯЕУ з ВВЕР-1000 [107]. Для аналізу перехідних процесів при перемиканні з однієї програми регулювання на іншу в існуючу модель автоматизованої системи управління було додано перемикач зазначених програм [39].

На рисунку 4.3 показано спрощену структурну схему управління ЯЕУ з апроксимаційною моделлю.



Рис. 4.3. Структурна схема комп'ютерної системи автоматизації зміни потужності ЯЕУ з ВВЕР-1000

Алгоритм добового маневру потужністю працює у режимі прогнозування [47]. Спочатку виконується моделювання роботи реакторної установки (РУ) в маневреному режимі. РУ експлуатується по одній із трьох розглянутих програм регулювання: з постійним тиском у другому контурі, з постійною температурою теплоносія на вході в активну зону реактора, а також із постійною середньою температурою теплоносія в реакторі.

Потужність РУ спочатку підтримується постійною. Потім шляхом введення розчину борної кислоти в реактор потужність знижується [40]. Після цього відбувається отруєння реактора, що призводить до подальшого зниження його потужності. Потім РУ працює на пониженій потужності. У цей період обчислюється значення апроксимаційної моделі, що відповідає кожній з програм регулювання потужності. Значення апроксимаційних моделей для різних програм порівнюються між собою, і обирається мінімальне. Якщо мінімальне значення відповідає поточній програмі регулювання потужності,

то РУ продовжує працювати за цією програмою. У протилежному випадку обладнання переключасться, і зміна потужності відбувається за іншою програмою регулювання [110]. Цей цикл триває протягом усієї паливної кампанії.

Використання апроксимаційної моделі для обчислень дозволяє передбачити процеси, що виникають в активній зоні протягом конкретного періоду часу. Цей прогноз є достатнім для виконання маневрування потужністю, яке оператор здійснює протягом 2 годин. Наслідки маневрування потужністю проявляються приблизно протягом 30 годин, тому після 18-20 годин експлуатації ЯЕУ підсистема управління отримує оновлені обчислювані дані і розраховує коефіцієнти апроксимаційної моделі. Підлаштування регуляторів потужності відбувається на основі цих перерахованих коефіцієнтів [105].

4.5. Пошук меж використання представлення внутрішніх збурень активної зони

Для визначення оптимального часу перерахунку апроксимаційної моделі порівнюються дані розрахунку реактивності отримані через апроксимаційну модель та фізико-математичну модель. Початкове відхилення приймається $\pm 0,5\%$ від фізико-математичної моделі, що утворює коридор допустимих відхилень. Якщо значення фізико-математичної моделі входять в обраний коридор ($\pm 5\%$ від значень фізико-математичної моделі), то розрахунки апроксимаційної моделі можна вважати коректними та використовувати їх для управління потужністю ЯЕУ [110].

Далі наведені таблиці, у яких порівнюються значення реактивностей отримані з розрахунків зазначених моделей. Для зручності відображення даних у таблицях прийняті наступні позначення: t – час, $\rho_{\text{апр}}$ – значення реактивності отримане за розрахунком апроксимаційної моделі, $\rho_{\text{фм}}$ –

значення реактивності отримане за розрахунком фізико-математичної моделі, $\rho_{X\phi_m}$ – значення реактивності отримане за розрахунком фізико-математичної моделі з урахуванням обраного відхилення, де X – коефіцієнт відхилення. Останній стовпець таблиць показує чи входить значення отримане з розрахунку апроксимаційної моделі в обраний коридор відхилень, тут 1 – істина і значення належить обраному коридору, а 0, відповідно, показує, що значення виходить за межі коридору.

Порівняння значень розрахунків при збільшенні потужності з 0 до 3000 МВт наведено в таблиці 4.1.

Таблиця 4.1.

Розрахункові значення моделювання при зміні потужності 0 – 3000 МВт та відхиленні 0,5 %

t, хв	$\rho_{\text{appr}}, \%$	$\rho_{X\phi_m}, \%$	$\rho_{0,995\phi_m}, \%$	$\rho_{1,005\phi_m}, \%$	$\rho_{0,995\phi_m} < \rho_{\text{appr}} < \rho_{1,005\phi_m}$
0	0,00000	0,00000	0,00000	0,00000	0
2	-0,00085	-0,00186	-0,00187	-0,00185	0
58	-0,09901	-0,09203	-0,09249	-0,09157	0
128	-0,23643	-0,25185	-0,25311	-0,25059	0
180	-0,39349	-0,39255	-0,39451	-0,39059	1
240	-0,56527	-0,56286	-0,56568	-0,56005	1
296	-0,74196	-0,72664	-0,73028	-0,72301	0
363	-0,90884	-0,91862	-0,92321	-0,91403	0
419	-1,07571	-1,07428	-1,07965	-1,06891	1
479	-1,23277	-1,23110	-1,23725	-1,22494	1
535	-1,37511	-1,36933	-1,37618	-1,36248	1
601	-1,50762	-1,52090	-1,52850	-1,51329	0
657	-1,63523	-1,63783	-1,64602	-1,62965	1
714	-1,75794	-1,74526	-1,75398	-1,73653	0
784	-1,86100	-1,86686	-1,87619	-1,85752	1
840	-1,95917	-1,95471	-1,96449	-1,94494	1
903	-2,04260	-2,04440	-2,05462	-2,03418	1

959	-2,11622	-2,11670	-2,12728	-2,10612	1
1022	-2,18985	-2,19050	-2,20145	-2,17954	1
1085	-2,25365	-2,25709	-2,26838	-2,24580	1
1141	-2,31746	-2,31083	-2,32238	-2,29928	1
1205	-2,36654	-2,36573	-2,37756	-2,35391	1
1264	-2,41562	-2,41267	-2,42474	-2,40061	1
1324	-2,45979	-2,45524	-2,46752	-2,44297	1
1380	-2,49905	-2,49162	-2,50408	-2,47917	1
1447	-2,53341	-2,53053	-2,54319	-2,51788	1
1506	-2,56286	-2,56166	-2,57447	-2,54885	1
1566	-2,59231	-2,58954	-2,60249	-2,57660	1
1622	-2,62176	-2,61299	-2,62606	-2,59993	1
1689	-2,64139	-2,63754	-2,65073	-2,62435	1
1801	-2,68065	-2,67142	-2,68478	-2,65806	1
1920	-2,71992	-2,69825	-2,71174	-2,68475	0
2036	-2,74446	-2,71651	-2,73009	-2,70292	0
2162	-2,76409	-2,72919	-2,74283	-2,71554	0
2278	-2,78372	-2,73554	-2,74922	-2,72187	0
2401	-2,79845	-2,73817	-2,75186	-2,72448	0

Зважаючи на малість відхилень можна знехтувати початковими коливаннями, тоді видно, що при відхиленні від значень реактивності отриманих на основі фізико-математичної моделі в $\pm 0,5\%$ при зростанні потужності з 0 до 3000 МВт, значення апроксимаційної моделі тримаються в визначеному коридорі відхилень протягом тридцяти годин.

Порівняння значень розрахунків при збільшенні потужності з 750 до 3000 МВт наведено в таблиці 4.2.

Таблиця 4.2.

Розрахункові значення моделювання при зміні потужності 0 – 3000 МВт та відхиленні 0,5 %

t, хВ	$\rho_{\text{апр}}, \%$	$\rho_{\text{Хфм}}, \%$	$\rho_{0,995\text{фм}}, \%$	$\rho_{1,005\text{фм}}, \%$	$\rho_{0,995\text{фм}} < \rho_{\text{апр}} < \rho_{1,005\text{фм}}$
0	0,00000	0,00000	0,00000	0,00000	0
2	-0,00085	0,00504	0,00502	0,00507	0
51	0,14149	0,13050	0,12985	0,13115	0
100	0,21020	0,20044	0,19943	0,20144	0
166	0,22983	0,22993	0,22878	0,23108	1
226	0,20529	0,21153	0,21047	0,21258	0
282	0,16112	0,16866	0,16782	0,16951	0
349	0,09732	0,09776	0,09727	0,09824	1
408	0,02370	0,02401	0,02389	0,02413	0
465	-0,04993	-0,04935	-0,04959	-0,04910	0
531	-0,13827	-0,13725	-0,13793	-0,13656	0
591	-0,21189	-0,21416	-0,21523	-0,21309	0
650	-0,28061	-0,28805	-0,28949	-0,28661	0
707	-0,35423	-0,35421	-0,35598	-0,35244	1
773	-0,42294	-0,42825	-0,43039	-0,42611	0
833	-0,48674	-0,49036	-0,49281	-0,48790	0
882	-0,53583	-0,53871	-0,54141	-0,53602	0
942	-0,59472	-0,59426	-0,59723	-0,59129	1
1008	-0,65362	-0,65253	-0,65579	-0,64927	1
1068	-0,71252	-0,70150	-0,70501	-0,69800	0
1124	-0,75178	-0,74502	-0,74875	-0,74130	0
1187	-0,79104	-0,79112	-0,79507	-0,78716	1
1243	-0,83031	-0,82957	-0,83372	-0,82542	1
1303	-0,86957	-0,86781	-0,87215	-0,86347	1
1355	-0,89902	-0,89926	-0,90376	-0,89477	1
1419	-0,93338	-0,93408	-0,93875	-0,92941	1

1475	-0,95792	-0,96225	-0,96706	-0,95743	1
1527	-0,99228	-0,98618	-0,99111	-0,98125	0
1590	-1,02172	-1,01165	-1,01671	-1,00659	0
1647	-1,03645	-1,03123	-1,03639	-1,02607	0
1717	-1,05608	-1,05159	-1,05685	-1,04633	1
1773	-1,07571	-1,06457	-1,06990	-1,05925	0
1829	-1,08553	-1,07465	-1,08003	-1,06928	0
1906	-1,10025	-1,08391	-1,08933	-1,07849	0
1959	-1,11498	-1,08729	-1,09273	-1,08186	0
2015	-1,11989	-1,08845	-1,09390	-1,08301	0

Видно, що при зростанні початкового рівня потужності початкові коливання стають більш нестабільними, але все ще допустимо малими, тож ними можна знехтувати. При відхиленні від значень реактивності отриманих на основі фізико-математичної моделі в $\pm 0,5\%$ при зростанні потужності з 750 до 3000 МВт, значення апроксимаційної моделі тримаються в визначеному коридорі відхилень біль-менш стабільно протягом майже двадцяти дев'яти годин.

Порівняння значень розрахунків при збільшенні потужності з 1500 до 3000 МВт наведено в таблиці 4.3.

Таблиця 4.3.

Розрахункові значення моделювання при зміні потужності 1500 – 3000 МВт та відхиленні 0,5 %

t, хв	$\rho_{\text{апр}}, \%$	$\rho_{\text{Хфм}}, \%$	$\rho_{0,995\text{фм}}, \%$	$\rho_{1,005\text{фм}}, \%$	$\rho_{0,995\text{фм}} < \rho_{\text{апр}} < \rho_{1,005\text{фм}}$
0	0,00000	0,00000	0,00000	0,00000	1
2	-0,00085	-0,00651	-0,00654	-0,00647	0
33	0,09732	0,09472	0,09425	0,09519	0
79	0,18075	0,18370	0,18278	0,18462	0
121	0,23474	0,23234	0,23118	0,23350	0
180	0,26419	0,26109	0,25979	0,26240	0

237	0,25928	0,25853	0,25724	0,25982	1
296	0,23474	0,23626	0,23507	0,23744	0
366	0,19548	0,19605	0,19507	0,19703	1
450	0,13658	0,14042	0,13972	0,14112	0
535	0,08259	0,08542	0,08499	0,08585	0
601	0,04333	0,04509	0,04487	0,04532	0
661	0,01388	0,01190	0,01184	0,01196	0
749	-0,03029	-0,03257	-0,03273	-0,03241	0
808	-0,05483	-0,06069	-0,06099	-0,06038	0
903	-0,09901	-0,10368	-0,10420	-0,10317	0
956	-0,12846	-0,12747	-0,12810	-0,12683	0
1026	-0,15790	-0,15974	-0,16054	-0,15895	0
1078	-0,18735	-0,18463	-0,18555	-0,18371	0
1134	-0,21680	-0,21191	-0,21297	-0,21085	0
1208	-0,24625	-0,24876	-0,25000	-0,24751	0
1264	-0,28061	-0,27739	-0,27877	-0,27600	0
1320	-0,31005	-0,30616	-0,30770	-0,30463	0
1376	-0,34441	-0,33471	-0,33638	-0,33303	0
1447	-0,37386	-0,36937	-0,37122	-0,36752	0
1503	-0,39840	-0,39572	-0,39769	-0,39374	0
1562	-0,42294	-0,42177	-0,42388	-0,41966	1
1615	-0,45239	-0,44266	-0,44488	-0,44045	0
1682	-0,47202	-0,46573	-0,46806	-0,46340	0
1741	-0,48674	-0,48267	-0,48509	-0,48026	0
1801	-0,50638	-0,49574	-0,49822	-0,49326	0
1864	-0,52110	-0,50504	-0,50756	-0,50251	0

Тут видно ту ж тенденцію, що спостерігалася у таблиці 2 – при зростанні потужності відхилення від обраного коридору значень стають більшими. В цьому випадку при відхиленні від значень реактивності отриманих на основі фізико-математичної моделі в $\pm 0,5\%$ при зростанні потужності з 1500 до

3000 МВт процес є вкрай нестабільним, а після шостої години зовсім покидає обраний коридор.

Порівняння значень розрахунків при збільшенні потужності з 2250 до 3000 МВт наведено в таблиці 4.4.

Таблиця 4.4.

Розрахункові значення моделювання при зміні потужності 2250 – 3000 МВт та відхиленні 0,5 %

t, хв	$\rho_{\text{appr}}, \%$	$\rho_{\text{ХФМ}}, \%$	$\rho_{0,995\text{ФМ}}, \%$	$\rho_{1,005\text{ФМ}}, \%$	$\rho_{0,995\text{ФМ}} < \rho_{\text{appr}} < \rho_{1,005\text{ФМ}}$
0	0,00000	0,00001	0,00000	0,00001	0
2	-0,00085	-0,00359	-0,00361	-0,00357	0
44	0,06296	0,06562	0,06529	0,06594	0
86	0,10222	0,10621	0,10568	0,10675	0
159	0,14149	0,13833	0,13764	0,13902	0
198	0,14149	0,14130	0,14059	0,14201	1
240	0,14149	0,13744	0,13676	0,13813	0
338	0,11204	0,11269	0,11213	0,11326	0
422	0,08750	0,08663	0,08620	0,08706	0
479	0,06787	0,07105	0,07070	0,07141	0
538	0,05805	0,05762	0,05733	0,05791	0

У цьому випадку динаміка, що спостерігалася раніше є найбільш вираженою. Тут при відхиленні від значень реактивності отриманих на основі фізико-математичної моделі в $\pm 0,5\%$ при зростанні потужності з 2250 до 3000 МВт значення апроксимаційної моделі знаходяться в обраному коридорі лише на четвертій годині процесу моделювання.

В такому випадку можна говорити про збільшення відхилень реактивності для допустимого коридору значень до $\pm 1\%$ в обидві сторони від значень фізико-математичної моделі.

Порівняння значень розрахунків при збільшенні потужності з 0 до 3000 МВт при 1 % відхиленні наведено в таблиці 4.5.

Таблиця 4.5.

Розрахункові значення моделювання при зміні потужності 0 – 3000 МВт та 1 %
відхиленні

t, хв	$\rho_{\text{апр}}, \%$	$\rho_{\text{ХФМ}}, \%$	$\rho_{0,99\text{ФМ}}, \%$	$\rho_{1,01\text{ФМ}}, \%$	$\rho_{0,99\text{ФМ}} < \rho_{\text{апр}} < \rho_{1,01\text{ФМ}}$
0	0,00000	0,00000	0,00000	0,00000	0
2	-0,00085	-0,00186	-0,00188	-0,00184	0
58	-0,09901	-0,09203	-0,09295	-0,09111	0
128	-0,23643	-0,25185	-0,25437	-0,24933	0
180	-0,39349	-0,39255	-0,39647	-0,38862	1
240	-0,56527	-0,56286	-0,56849	-0,55724	1
296	-0,74196	-0,72664	-0,73391	-0,71938	0
363	-0,90884	-0,91862	-0,92781	-0,90943	0
419	-1,07571	-1,07428	-1,08502	-1,06353	1
479	-1,23277	-1,23110	-1,24341	-1,21879	1
535	-1,37511	-1,36933	-1,38302	-1,35564	1
601	-1,50762	-1,52090	-1,53610	-1,50569	1
657	-1,63523	-1,63783	-1,65421	-1,62146	1
714	-1,75794	-1,74526	-1,76271	-1,72780	1
784	-1,86100	-1,86686	-1,88553	-1,84819	1
840	-1,95917	-1,95471	-1,97426	-1,93517	1
903	-2,04260	-2,04440	-2,06484	-2,02395	1
959	-2,11622	-2,11670	-2,13787	-2,09553	1
1022	-2,18985	-2,19050	-2,21240	-2,16859	1
1085	-2,25365	-2,25709	-2,27966	-2,23452	1
1141	-2,31746	-2,31083	-2,33394	-2,28772	1
1205	-2,36654	-2,36573	-2,38939	-2,34208	1
1264	-2,41562	-2,41267	-2,43680	-2,38855	1
1324	-2,45979	-2,45524	-2,47979	-2,43069	1
1380	-2,49905	-2,49162	-2,51654	-2,46671	1
1447	-2,53341	-2,53053	-2,55584	-2,50523	1

1506	-2,56286	-2,56166	-2,58728	-2,53605	1
1566	-2,59231	-2,58954	-2,61544	-2,56365	1
1622	-2,62176	-2,61299	-2,63912	-2,58686	1
1689	-2,64139	-2,63754	-2,66392	-2,61116	1
1801	-2,68065	-2,67142	-2,69813	-2,64470	1
1920	-2,71992	-2,69825	-2,72523	-2,67126	1
2036	-2,74446	-2,71651	-2,74367	-2,68934	0
2162	-2,76409	-2,72919	-2,75648	-2,70190	0
2278	-2,78372	-2,73554	-2,76290	-2,70819	0
2401	-2,79845	-2,73817	-2,76555	-2,71079	0
2523	-2,80826	-2,73787	-2,76525	-2,71049	0

В даному випадку при відхиленні від значень реактивності отриманих на основі фізико-математичної моделі в ± 1 % при зростанні потужності з 0 до 3000 МВт спостерігається стабілізація коливань порівняно з відхиленням $\pm 0,5$ % відносно обраного коридору відхилень після сьомої години. Дані апроксимаційної моделі знаходяться в обраному коридорі протягом тридцяти двох годин моделювання.

Порівняння значень розрахунків при збільшенні потужності з 750 до 3000 МВт при 1 % відхиленні наведено в таблиці 4.6.

Таблиця 4.6.

Розрахункові значення моделювання при зміні потужності 750 – 3000 МВт та 1 % відхиленні

t, хв	$\rho_{\text{апр}}, \%$	$\rho_{\text{Хфм}}, \%$	$\rho_{0,99\text{фм}}, \%$	$\rho_{1,01\text{фм}}, \%$	$\rho_{0,99\text{фм}} < \rho_{\text{апр}} < \rho_{1,01\text{фм}}$
0	0,00000	0,00000	0,00000	0,00000	0
2	-0,00085	0,00504	0,00499	0,00510	0
51	0,14149	0,13050	0,12920	0,13181	0
100	0,21020	0,20044	0,19843	0,20244	0
166	0,22983	0,22993	0,22763	0,23223	1
226	0,20529	0,21153	0,20941	0,21364	0

282	0,16112	0,16866	0,16698	0,17035	0
349	0,09732	0,09776	0,09678	0,09873	1
408	0,02370	0,02401	0,02377	0,02425	0
465	-0,04993	-0,04935	-0,04984	-0,04885	0
531	-0,13827	-0,13725	-0,13862	-0,13587	1
591	-0,21189	-0,21416	-0,21630	-0,21202	0
650	-0,28061	-0,28805	-0,29093	-0,28517	0
707	-0,35423	-0,35421	-0,35776	-0,35067	1
773	-0,42294	-0,42825	-0,43253	-0,42397	0
833	-0,48674	-0,49036	-0,49526	-0,48545	1
882	-0,53583	-0,53871	-0,54410	-0,53333	1
942	-0,59472	-0,59426	-0,60020	-0,58832	1
1008	-0,65362	-0,65253	-0,65906	-0,64600	1
1068	-0,71252	-0,70150	-0,70852	-0,69449	0
1124	-0,75178	-0,74502	-0,75247	-0,73757	1
1187	-0,79104	-0,79112	-0,79903	-0,78320	1
1243	-0,83031	-0,82957	-0,83786	-0,82127	1
1303	-0,86957	-0,86781	-0,87649	-0,85913	1
1355	-0,89902	-0,89926	-0,90825	-0,89027	1
1419	-0,93338	-0,93408	-0,94342	-0,92474	1
1475	-0,95792	-0,96225	-0,97187	-0,95262	1
1527	-0,99228	-0,98618	-0,99604	-0,97632	1
1590	-1,02172	-1,01165	-1,02177	-1,00153	1
1647	-1,03645	-1,03123	-1,04154	-1,02092	1
1717	-1,05608	-1,05159	-1,06210	-1,04107	1
1773	-1,07571	-1,06457	-1,07522	-1,05393	0
1829	-1,08553	-1,07465	-1,08540	-1,06391	0
1906	-1,10025	-1,08391	-1,09475	-1,07307	0
1959	-1,11498	-1,08729	-1,09817	-1,07642	0
2015	-1,11989	-1,08845	-1,09934	-1,07757	0

При відхиленні від значень реактивності отриманих на основі фізико-математичної моделі в $\pm 1\%$ при зростанні потужності з 750 до 3000 МВт також спостерігається значна стабілізація коливань порівняно з відхиленням $\pm 0,5\%$ відносно обраного коридору відхилень. Дані апроксимаційної моделі знаходяться в обраному коридорі протягом майже двадцяти дев'яти годин.

Порівняння значень розрахунків при збільшенні потужності з 1500 до 3000 МВт при 1% відхиленні наведено в таблиці 4.7.

Таблиця 4.7.

Розрахункові значення моделювання при зміні потужності 1500 – 3000 МВт та 1% відхиленні

t, хв	$\rho_{\text{апр}}, \%$	$\rho_{\text{Хфм}}, \%$	$\rho_{0,99\text{фм}}, \%$	$\rho_{1,01\text{фм}}, \%$	$\rho_{0,99\text{фм}} < \rho_{\text{апр}} < \rho_{1,01\text{фм}}$
0	0,00000	0,00000	0,00000	0,00000	1
2	-0,00085	-0,00651	-0,00657	-0,00644	0
33	0,09732	0,09472	0,09377	0,09567	0
79	0,18075	0,18370	0,18186	0,18553	0
121	0,23474	0,23234	0,23002	0,23466	0
180	0,26419	0,26109	0,25848	0,26370	0
237	0,25928	0,25853	0,25594	0,26111	1
296	0,23474	0,23626	0,23389	0,23862	1
366	0,19548	0,19605	0,19409	0,19801	1
450	0,13658	0,14042	0,13902	0,14183	0
535	0,08259	0,08542	0,08456	0,08627	0
601	0,04333	0,04509	0,04464	0,04555	0
661	0,01388	0,01190	0,01178	0,01202	0
749	-0,03029	-0,03257	-0,03290	-0,03225	0
808	-0,05483	-0,06069	-0,06129	-0,06008	0
903	-0,09901	-0,10368	-0,10472	-0,10265	0
956	-0,12846	-0,12747	-0,12874	-0,12619	1
1026	-0,15790	-0,15974	-0,16134	-0,15815	0
1078	-0,18735	-0,18463	-0,18648	-0,18278	0

1134	-0,21680	-0,21191	-0,21403	-0,20979	0
1208	-0,24625	-0,24876	-0,25124	-0,24627	0
1264	-0,28061	-0,27739	-0,28016	-0,27461	0
1320	-0,31005	-0,30616	-0,30923	-0,30310	0
1376	-0,34441	-0,33471	-0,33805	-0,33136	0
1447	-0,37386	-0,36937	-0,37307	-0,36568	0
1503	-0,39840	-0,39572	-0,39967	-0,39176	1
1562	-0,42294	-0,42177	-0,42599	-0,41755	1
1615	-0,45239	-0,44266	-0,44709	-0,43824	0
1682	-0,47202	-0,46573	-0,47039	-0,46108	0
1741	-0,48674	-0,48267	-0,48750	-0,47785	1
1801	-0,50638	-0,49574	-0,50070	-0,49078	0
1864	-0,52110	-0,50504	-0,51009	-0,49999	0
1924	-0,53092	-0,50935	-0,51445	-0,50426	0
1980	-0,54073	-0,50939	-0,51448	-0,50430	0
2036	-0,54564	-0,50555	-0,51061	-0,50050	0

Хоча в цьому випадку при відхиленні від значень реактивності отриманих на основі фізико-математичної моделі в $\pm 1\%$ при зростанні потужності з 1500 до 3000 МВт видно ту ж тенденцію стабілізації значень щодо обраного коридору, що спостерігалася і на попередніх таблицях при відхиленні $\pm 1\%$, але відхилення все ще є значними. Процес є вкрай нестабільним, і періодично входить в обраний коридор до тридцятої години.

Порівняння значень розрахунків при збільшенні потужності з 2250 до 3000 МВт при 1% відхиленні наведено в таблиці 4.8.

Таблиця 4.8.

Розрахункові значення моделювання при зміні потужності 2250 – 3000 МВт та 1% відхиленні

t, хв	$\rho_{\text{апр}}, \%$	$\rho_{\text{ХФМ}}, \%$	$\rho_{0,99\text{ФМ}}, \%$	$\rho_{1,01\text{ФМ}}, \%$	$\rho_{0,99\text{ФМ}} < \rho_{\text{апр}} < \rho_{1,01\text{ФМ}}$
0	0,00000	0,00001	0,00000	0,00001	0

2	-0,00085	-0,00359	-0,00362	-0,00355	0
44	0,06296	0,06562	0,06496	0,06627	0
86	0,10222	0,10621	0,10515	0,10728	0
159	0,14149	0,13833	0,13694	0,13971	0
198	0,14149	0,14130	0,13989	0,14271	1
240	0,14149	0,13744	0,13607	0,13882	0
338	0,11204	0,11269	0,11157	0,11382	1
422	0,08750	0,08663	0,08576	0,08750	0
479	0,06787	0,07105	0,07034	0,07177	0
538	0,05805	0,05762	0,05704	0,05820	1
601	0,04333	0,04739	0,04692	0,04786	0
661	0,03842	0,04131	0,04090	0,04173	0
717	0,03842	0,03821	0,03783	0,03859	1
784	0,03842	0,03677	0,03640	0,03714	0
840	0,03842	0,03646	0,03609	0,03682	0
899	0,03842	0,03599	0,03563	0,03635	0
959	0,03842	0,03444	0,03409	0,03478	0
1022	0,03351	0,03069	0,03039	0,03100	0

У випадку при відхиленні від значень реактивності отриманих на основі фізико-математичної моделі в $\pm 1\%$ при зростанні потужності з 2250 до 3000 МВт картина аналогічна попередній. Хоч і відбулося значне покращення вхідності значень до обраного коридору, процес ще не є достатньо стабільним. Але навіть такий результат може бути прийнятним з огляду на малість відхилень. Дані апроксимаційної моделі в даному випадку періодично входять в обраний коридор протягом дванадцяти годин моделювання.

З огляду на викладене вище, можна стверджувати, що збільшення допустимого значення відхилень від розрахункових значень реактивності за фізико-математичною моделлю дозволить збільшити вхідність значень реактивності отриманих від розрахунків з апроксимаційною моделлю до

коридору відхилень, що є предметом дослідження допустимих меж використання представлення внутрішніх збурень активної зони з метою підтримання балансу між істинністю модельованих значень та часом моделювання процесу.

Надалі для процесу збільшення потужності будуть наводитися порівняльні графіки для двох коридорів прийнятих відхилень: $\pm 5\%$ та $\pm 10\%$. Такий варіант відображення є більш показовим для цих коридорів. Значення попередніх результатів не могли наглядно показати відхилення в графічному вигляді і були відображені в табличому.

Порівняння значень розрахунків при збільшенні потужності з 0 до 3000 МВт при 5 % та 10 % відхиленні, відповідно, наведено на рисунку 4.4.

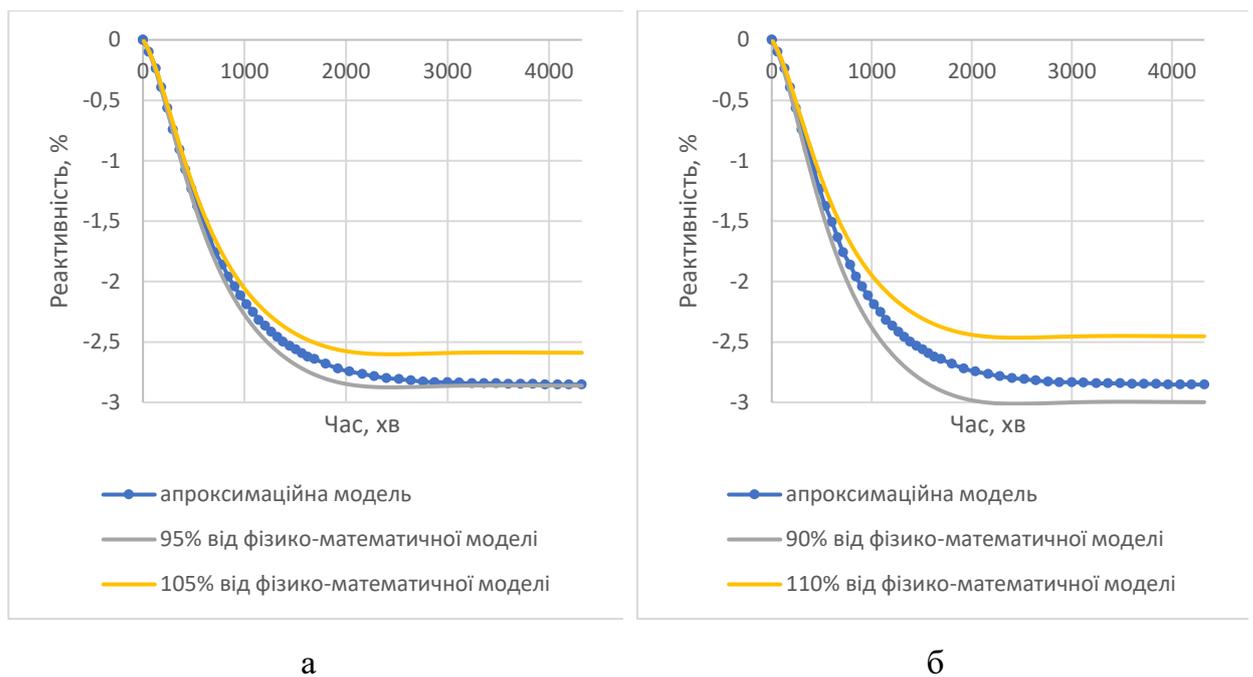


Рис. 4.4. Графіки моделювання при зміні потужності 0 – 3000 МВт та

а – 5 % відхиленні

б – 10 % відхиленні

Як видно з наведених графіків значення апроксимаційної моделі для обох випадків при збільшенні потужності з 0 до 3000 МВт знаходяться у межах обраних коридорів протягом усього часу моделювання. Для відхилення

$\pm 5\%$ значення потрапляють в коридор відхилень відносно фізико-математичної моделі з третьої години моделювання. Для відхилення $\pm 10\%$ значення потрапляють в коридор відхилень відносно фізико-математичної моделі ще до завершення першої години моделювання.

Порівняння значень розрахунків при збільшенні потужності з 750 до 3000 МВт при 5 % та 10 % відхиленні, відповідно, наведено на рисунку 4.5.

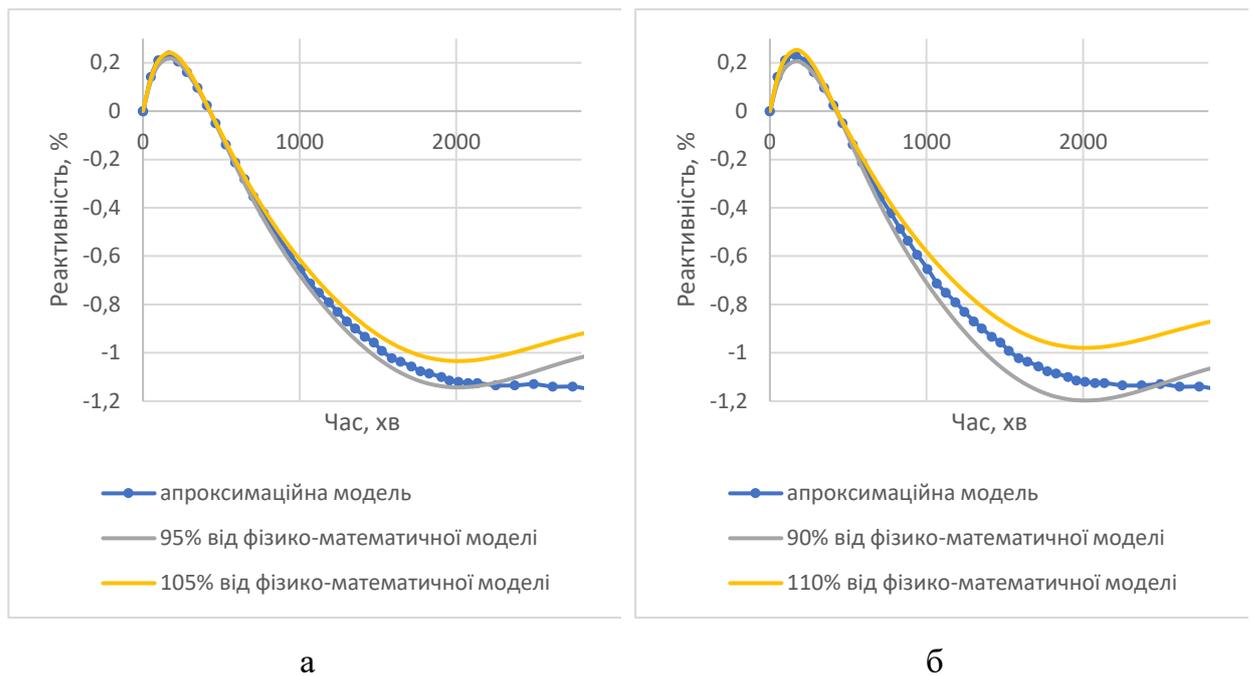
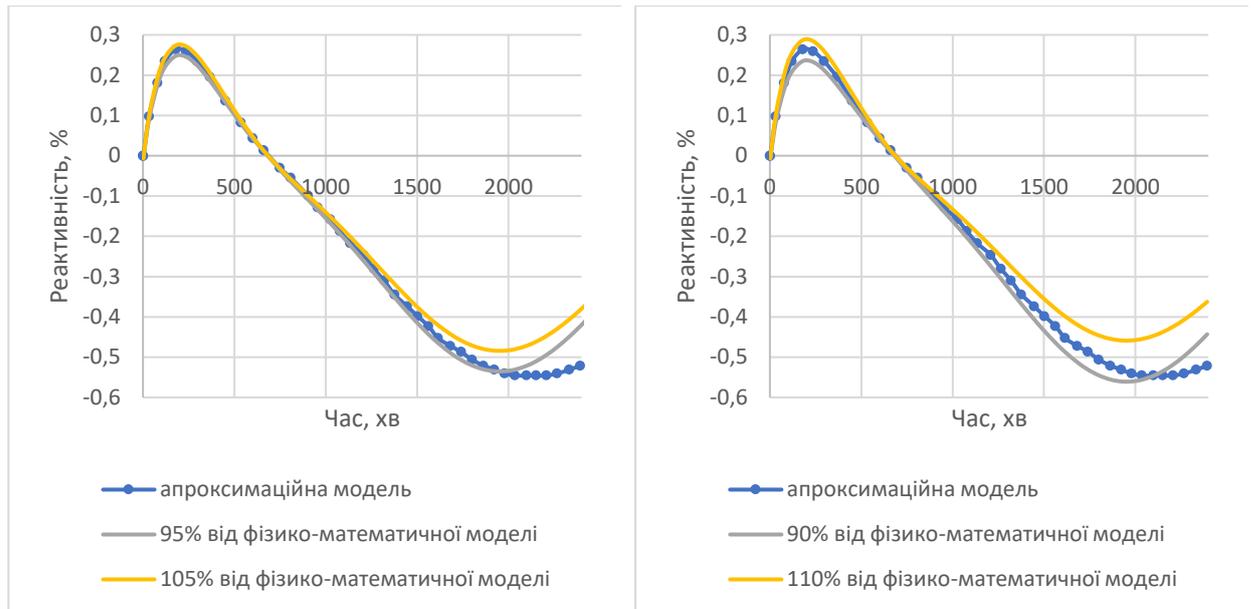


Рис. 4.5. Графіки моделювання при зміні потужності 750 – 3000 МВт та
а – 5 % відхиленні
б – 10 % відхиленні

При зростанні потужності з 750 до 3000 МВт вхідність значень апроксимаційної моделі забезпечується з другої до тридцять шостої години для відхилення в $\pm 5\%$ та з першої до сорок другої години при відхиленні в $\pm 10\%$.

Порівняння значень розрахунків при збільшенні потужності з 1500 до 3000 МВт при 5 % та 10 % відхиленні, відповідно, наведено на рисунку 4.6.



а

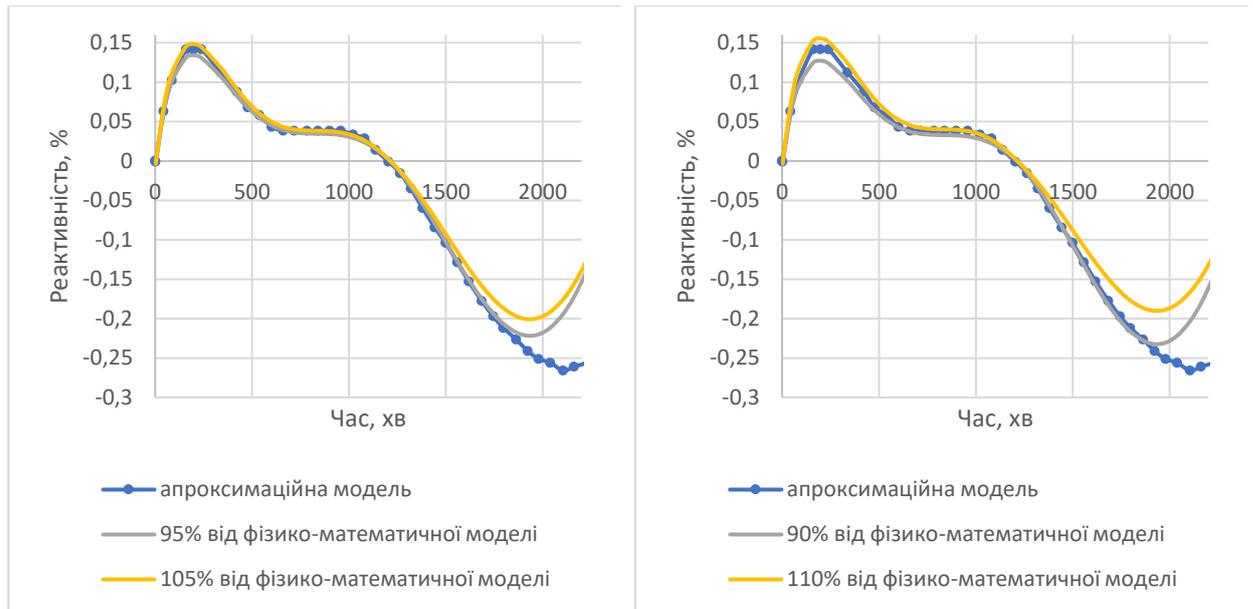
б

Рис. 4.6. Графіки моделювання при зміні потужності 1500 – 3000 МВт та
 а – 5 % відхиленні
 б – 10 % відхиленні

При зростанні потужності з 1500 до 3000 МВт вхідність значень забезпечується з перших хвилин для обох випадків і до тридцять третьої години для відхилення $\pm 5\%$ та тридцять шостої для відхилення $\pm 10\%$, покидаючи обраний коридор на три та одну годину, відповідно.

Порівняння значень розрахунків при збільшенні потужності з 2250 до 3000 МВт при 5 % та 10 % відхиленні, відповідно, наведено на рисунку 4.7.

При зростанні потужності з 2250 до 3000 МВт вхідність значень забезпечується з першої години для обох випадків і до чотирнадцятої, покидаючи коридор на десятій та одинадцятій годинах, при відхиленні $\pm 5\%$ та до тридцять другої, покидаючи коридор відхилень на шістнадцятій годині та з вісімнадцятої до двадцять п'ятої години, при відхиленні $\pm 10\%$.



а

б

Рис. 4.7. Графіки моделювання при зміні потужності 2250 – 3000 МВт та
а – 5 % відхиленні
б – 10 % відхиленні

Далі наводяться дані для режиму скидання потужності аналогічно її набору для 3000 – 0 МВт, 3000 – 750 МВт, 3000 – 1500 МВт, 3000 – 2250 МВт, а також для допустимих коридорів відхилень значень апроксимаційної моделі від значень фізико-математичної в $\pm 0,5\%$, $\pm 1\%$, $\pm 5\%$ та $\pm 10\%$.

Порівняння значень розрахунків при зменшенні потужності з 3000 до 0 МВт наведено в таблиці 4.9.

Таблиця 4.9.

Розрахункові значення моделювання при зміні потужності 3000 – 0 МВт та відхиленні 0,5 %

t, хв	$\rho_{\text{appr}}, \%$	$\rho_{\text{Хфм}}, \%$	$\rho_{0,995\text{фм}}, \%$	$\rho_{1,005\text{фм}}, \%$	$\rho_{0,995\text{фм}} < \rho_{\text{appr}} < \rho_{1,005\text{фм}}$
0	0,00000	-0,00001	-0,00001	-0,00001	0
12	-0,00245	-0,10586	-0,10639	-0,10533	0
35	-0,29657	-0,29708	-0,29856	-0,29559	1
60	-0,49265	-0,48242	-0,48483	-0,48001	0
84	-0,66422	-0,65037	-0,65362	-0,64712	0

116	-0,87255	-0,84238	-0,84659	-0,83817	0
155	-1,02574	-1,04327	-1,04849	-1,03806	0
183	-1,16667	-1,16787	-1,17371	-1,16203	1
221	-1,28922	-1,31215	-1,31871	-1,30559	0
243	-1,38113	-1,37862	-1,38551	-1,37172	1
274	-1,46691	-1,46336	-1,47068	-1,45604	1
299	-1,52206	-1,51768	-1,52527	-1,51009	1
359	-1,62010	-1,61155	-1,61960	-1,60349	0
425	-1,65686	-1,66086	-1,66916	-1,65256	1
485	-1,66299	-1,66331	-1,67163	-1,65499	1
541	-1,63235	-1,63564	-1,64382	-1,62746	1
601	-1,57721	-1,57970	-1,58760	-1,57180	1
668	-1,49142	-1,49070	-1,49816	-1,48325	1
721	-1,40564	-1,40444	-1,41146	-1,39742	1
784	-1,28922	-1,28615	-1,29258	-1,27972	1
840	-1,16054	-1,17035	-1,17620	-1,16449	0
907	-1,03186	-1,02309	-1,02820	-1,01797	0
967	-0,89093	-0,88490	-0,88932	-0,88047	0
1019	-0,75613	-0,75960	-0,76340	-0,75580	1
1076	-0,60907	-0,62385	-0,62697	-0,62073	0
1146	-0,46814	-0,45294	-0,45521	-0,45068	0
1199	-0,32108	-0,32497	-0,32660	-0,32335	0
1262	-0,18015	-0,17274	-0,17361	-0,17188	0
1318	-0,03309	-0,03940	-0,03960	-0,03921	0
1374	0,10172	0,09149	0,09103	0,09195	0
1441	0,23652	0,24312	0,24190	0,24433	0
1501	0,37745	0,37482	0,37295	0,37670	0
1561	0,50000	0,50246	0,49995	0,50497	1
1617	0,62255	0,61867	0,61558	0,62176	0
1684	0,74510	0,75156	0,74780	0,75532	0
1743	0,86152	0,86566	0,86133	0,86999	1

1800	0,97181	0,96889	0,96404	0,97373	1
1859	1,07598	1,07416	1,06879	1,07953	1
1923	1,17402	1,18073	1,17482	1,18663	0
1982	1,26593	1,27684	1,27046	1,28323	0
2039	1,36397	1,36338	1,35656	1,37020	1
2098	1,44975	1,45127	1,44402	1,45853	1
2165	1,52941	1,54474	1,53701	1,55246	0
2222	1,61520	1,61968	1,61158	1,62778	1
2281	1,68260	1,69570	1,68722	1,70418	0
2338	1,75613	1,76398	1,75516	1,77280	1
2408	1,82353	1,84509	1,83586	1,85431	0
2464	1,88480	1,90674	1,89720	1,91627	0
2524	1,95221	1,96924	1,95939	1,97908	0
2580	2,00123	2,02537	2,01524	2,03550	0
2640	2,05637	2,08228	2,07187	2,09269	0

При відхиленні від значень реактивності отриманих на основі фізико-математичної моделі в $\pm 0,5\%$ при зменшенні потужності з 3000 до 0 МВт, значення апроксимаційної моделі тримаються в визначеному коридорі відхилень протягом тридцяти дев'яти годин періодично покидаючи його. Зважаючи на малість відхилень можна знехтувати такими коливаннями.

При зміні потужності 3000 – 750 МВт та 3000 – 2250 МВт дані апроксимаційної моделі не входять в коридор відхилень при обраних відхиленнях $\pm 0,5\%$ та $\pm 1\%$, тож таблиці для цих випадків не наводяться.

Порівняння значень розрахунків при зменшенні потужності з 3000 до 1500 МВт наведено в таблиці 4.10.

Таблиця 4.10.

Розрахункові значення моделювання при зміні потужності 3000 – 1500 МВт та відхиленні 0,5 %

t, хВ	$\rho_{\text{апр}}, \%$	$\rho_{\text{Хфм}}, \%$	$\rho_{0,995\text{фм}}, \%$	$\rho_{1,005\text{фм}}, \%$	$\rho_{0,995\text{фм}} < \rho_{\text{апр}} < \rho_{1,005\text{фм}}$
0	0,00000	0,00000	0,00000	0,00000	0
4	-0,00245	-0,01155	-0,01161	-0,01150	0
39	-0,10049	-0,11345	-0,11402	-0,11288	0
60	-0,17402	-0,16329	-0,16410	-0,16247	0
95	-0,23529	-0,22917	-0,23032	-0,22803	0
155	-0,29657	-0,29863	-0,30012	-0,29714	0
211	-0,32721	-0,32550	-0,32713	-0,32387	0
267	-0,32108	-0,32607	-0,32770	-0,32444	0
323	-0,30882	-0,30982	-0,31137	-0,30827	1
383	-0,27819	-0,28270	-0,28411	-0,28128	0
510	-0,21691	-0,21951	-0,22061	-0,21841	0
573	-0,19853	-0,19296	-0,19392	-0,19199	0
633	-0,18627	-0,17259	-0,17346	-0,17173	0
692	-0,15564	-0,15634	-0,15712	-0,15556	1
752	-0,14338	-0,14301	-0,14373	-0,14230	1
805	-0,13113	-0,13250	-0,13317	-0,13184	0
872	-0,11275	-0,11918	-0,11977	-0,11858	0
935	-0,09436	-0,10501	-0,10554	-0,10449	0
991	-0,08824	-0,09025	-0,09070	-0,08980	0
1051	-0,07598	-0,07185	-0,07221	-0,07149	0

В цьому випадку при відхиленні від значень реактивності отриманих на основі фізико-математичної моделі в $\pm 0,5 \%$ при зменшенні потужності з 3000 до 1500 МВт процес входить до обраного коридору лише на четвертій, дванадцятій та тринадцятій годинах.

У таблицях 11 та 12 представлені відхилення реактивності для допустимого коридору значень до $\pm 1\%$ в обидві сторони від значень фізико-математичної моделі, за винятком таблиць для зміни потужності 3000 – 750 МВт та 3000 – 2250 МВт.

Порівняння значень розрахунків при зменшенні потужності з 3000 до 0 МВт при 1% відхиленні наведено в таблиці 4.11.

Таблиця 4.11.

Розрахункові значення моделювання при зміні потужності 0 – 3000 МВт та 1% відхиленні

t, хв	$\rho_{\text{апр}}, \%$	$\rho_{\text{Хфм}}, \%$	$\rho_{0,99\text{фм}}, \%$	$\rho_{1,01\text{фм}}, \%$	$\rho_{0,99\text{фм}} < \rho_{\text{апр}} < \rho_{1,01\text{фм}}$
0	0,00000	-0,00001	-0,00001	-0,00001	0
12	-0,00245	-0,10586	-0,10692	-0,10480	0
35	-0,29657	-0,29708	-0,30005	-0,29411	1
60	-0,49265	-0,48242	-0,48724	-0,47759	0
84	-0,66422	-0,65037	-0,65687	-0,64386	0
116	-0,87255	-0,84238	-0,85081	-0,83396	0
155	-1,02574	-1,04327	-1,05371	-1,03284	0
183	-1,16667	-1,16787	-1,17955	-1,15619	1
221	-1,28922	-1,31215	-1,32527	-1,29903	0
243	-1,38113	-1,37862	-1,39240	-1,36483	1
274	-1,46691	-1,46336	-1,47799	-1,44873	1
299	-1,52206	-1,51768	-1,53286	-1,50250	1
359	-1,62010	-1,61155	-1,62766	-1,59543	1
425	-1,65686	-1,66086	-1,67747	-1,64425	1
485	-1,66299	-1,66331	-1,67994	-1,64668	1
541	-1,63235	-1,63564	-1,65199	-1,61928	1
601	-1,57721	-1,57970	-1,59550	-1,56390	1
668	-1,49142	-1,49070	-1,50561	-1,47579	1
721	-1,40564	-1,40444	-1,41849	-1,39040	1
784	-1,28922	-1,28615	-1,29901	-1,27329	1

840	-1,16054	-1,17035	-1,18205	-1,15864	1
907	-1,03186	-1,02309	-1,03332	-1,01286	1
967	-0,89093	-0,88490	-0,89375	-0,87605	1
1019	-0,75613	-0,75960	-0,76720	-0,75200	1
1076	-0,60907	-0,62385	-0,63009	-0,61761	0
1146	-0,46814	-0,45294	-0,45747	-0,44841	0
1199	-0,32108	-0,32497	-0,32822	-0,32172	0
1262	-0,18015	-0,17274	-0,17447	-0,17102	0
1318	-0,03309	-0,03940	-0,03980	-0,03901	0
1374	0,10172	0,09149	0,09057	0,09240	0
1441	0,23652	0,24312	0,24068	0,24555	0
1501	0,37745	0,37482	0,37107	0,37857	1
1561	0,50000	0,50246	0,49744	0,50748	1
1617	0,62255	0,61867	0,61248	0,62486	1
1684	0,74510	0,75156	0,74404	0,75907	1
1743	0,86152	0,86566	0,85700	0,87432	1
1800	0,97181	0,96889	0,95920	0,97858	1
1859	1,07598	1,07416	1,06342	1,08490	1
1923	1,17402	1,18073	1,16892	1,19254	1
1982	1,26593	1,27684	1,26407	1,28961	1
2039	1,36397	1,36338	1,34975	1,37701	1
2098	1,44975	1,45127	1,43676	1,46579	1
2165	1,52941	1,54474	1,52929	1,56018	1
2222	1,61520	1,61968	1,60348	1,63588	1
2281	1,68260	1,69570	1,67874	1,71265	1
2338	1,75613	1,76398	1,74634	1,78162	1
2408	1,82353	1,84509	1,82664	1,86354	0
2464	1,88480	1,90674	1,88767	1,92580	0
2524	1,95221	1,96924	1,94955	1,98893	1
2580	2,00123	2,02537	2,00512	2,04562	0
2640	2,05637	2,08228	2,06146	2,10311	0

2710	2,11152	2,14583	2,12437	2,16728	0
2763	2,15441	2,19118	2,16927	2,21309	0
2823	2,19730	2,24031	2,21791	2,26272	0

В даному випадку при відхиленні від значень реактивності отриманих на основі фізико-математичної моделі в $\pm 1\%$ при зменшенні потужності з 3000 до 0 МВт спостерігається стабілізація коливань порівняно з коридором відхиленням $\pm 0,5\%$, але коливання все ще періодично покидають обраний коридор. Дані апроксимаційної моделі знаходяться в обраному коридорі протягом сорока двох годин моделювання.

Порівняння значень розрахунків при збільшенні потужності з 3000 до 1500 МВт при відхиленні 1% наведено в таблиці 4.12.

Таблиця 4.12.

Розрахункові значення моделювання при зміні потужності 3000 – 1500 МВт та 1% відхиленні

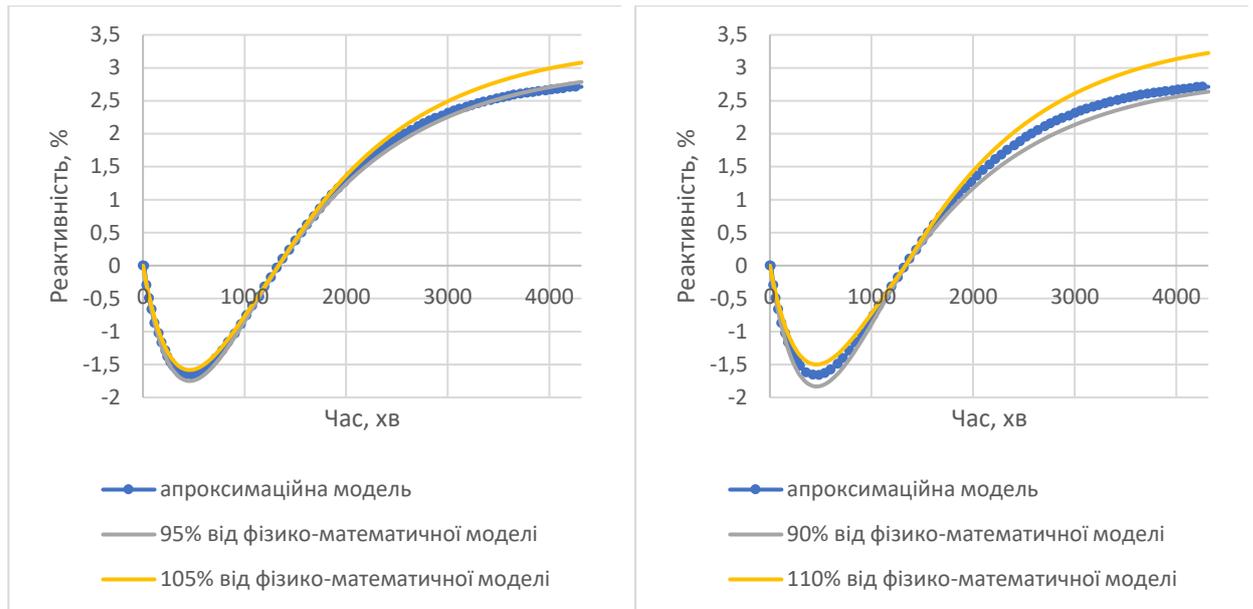
t, хв	$\rho_{\text{апр}}, \%$	$\rho_{\text{Хфм}}, \%$	$\rho_{0,99\text{фм}}, \%$	$\rho_{1,01\text{фм}}, \%$	$\rho_{0,99\text{фм}} < \rho_{\text{апр}} < \rho_{1,01\text{фм}}$
0	0,00000	0,00000	0,00000	0,00000	0
4	-0,00245	-0,01155	-0,01167	-0,01144	0
39	-0,10049	-0,11345	-0,11458	-0,11232	0
60	-0,17402	-0,16329	-0,16492	-0,16166	0
95	-0,23529	-0,22917	-0,23146	-0,22688	0
155	-0,29657	-0,29863	-0,30162	-0,29564	1
211	-0,32721	-0,32550	-0,32876	-0,32225	1
267	-0,32108	-0,32607	-0,32933	-0,32281	0
323	-0,30882	-0,30982	-0,31291	-0,30672	1
383	-0,27819	-0,28270	-0,28552	-0,27987	0
510	-0,21691	-0,21951	-0,22170	-0,21731	0
573	-0,19853	-0,19296	-0,19489	-0,19103	0
633	-0,18627	-0,17259	-0,17432	-0,17087	0
692	-0,15564	-0,15634	-0,15790	-0,15477	1

752	-0,14338	-0,14301	-0,14444	-0,14158	1
805	-0,13113	-0,13250	-0,13383	-0,13118	0
872	-0,11275	-0,11918	-0,12037	-0,11799	0
935	-0,09436	-0,10501	-0,10606	-0,10396	0
991	-0,08824	-0,09025	-0,09115	-0,08934	0
1051	-0,07598	-0,07185	-0,07257	-0,07114	0

При відхиленні від значень реактивності отриманих на основі фізико-математичної моделі в $\pm 1\%$ при зменшенні потужності з 3000 до 1500 МВт значення реактивності належать обраному коридору п'ять годин протягом тринадцяти годин моделювання.

Надалі для процесу зменшення потужності будуть наводитися порівняльні графіки для двох коридорів прийнятих відхилень: $\pm 5\%$ та $\pm 10\%$. Так само як і для програми збільшення потужності такий варіант відображення є більш показовим для цих коридорів відхилень.

Порівняння значень розрахунків при зменшенні потужності з 3000 до 0 МВт при 5% та 10% відхиленні, відповідно, наведено на рисунку 4.8. Як видно з наведених графіків значення апроксимаційної моделі для обох випадків при зменшенні потужності з 3000 до 0 МВт входять у межі обраних коридорів починаючи з дванадцятої хвилини моделювання та покидають їх на двадцять другій та двадцять третій годинах. Для відхилення $\pm 5\%$ значення залишаються в коридор відхилень відносно фізико-математичної моделі до шістдесят другої години моделювання. Для відхилення $\pm 10\%$ значення знаходяться в коридор відхилень відносно фізико-математичної моделі до завершення процесу моделювання.



а

б

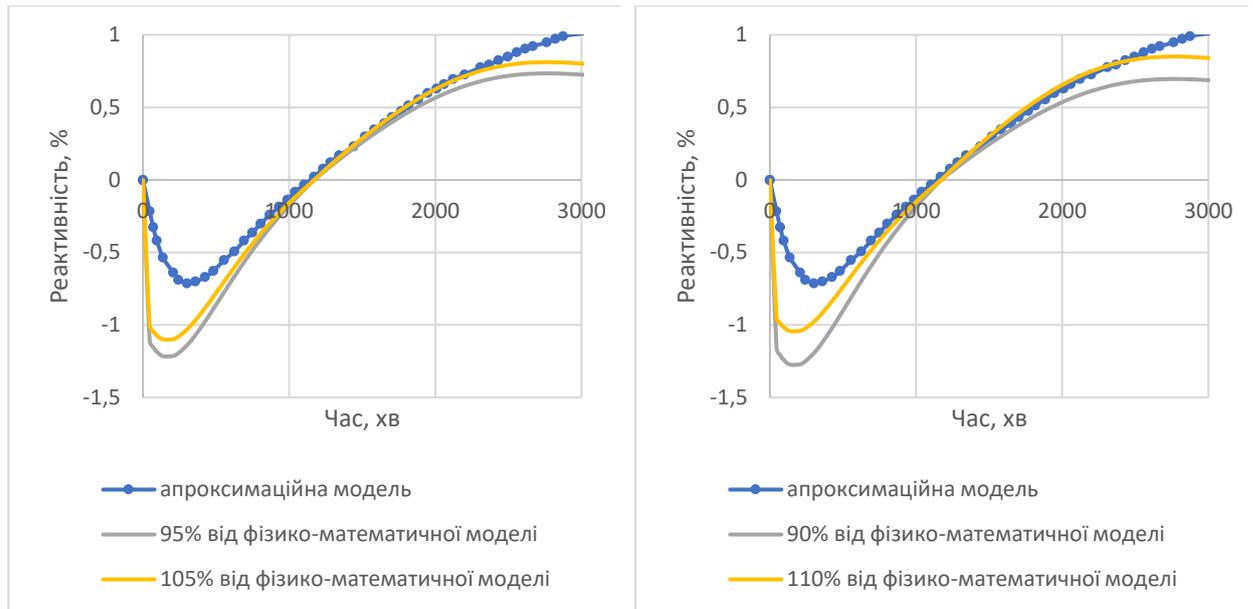
Рис. 4.8. Графіки моделювання при зміні потужності 3000 – 0 МВт та

а – 5 % відхиленні

б – 10 % відхиленні

Порівняння значень розрахунків при зменшенні потужності з 3000 до 750 МВт при 5 % та 10 % відхиленні, відповідно, наведено на рисунку 4.9.

При скиданні потужності з 3000 до 750 МВт вхідність значень апроксимаційної моделі забезпечується з двадцять четвертої до тридцять другої та на тридцять четвертій годині для відхилення в $\pm 5\%$ та з двадцять четвертої до сорок першої години при відхиленні в $\pm 10\%$.



а

б

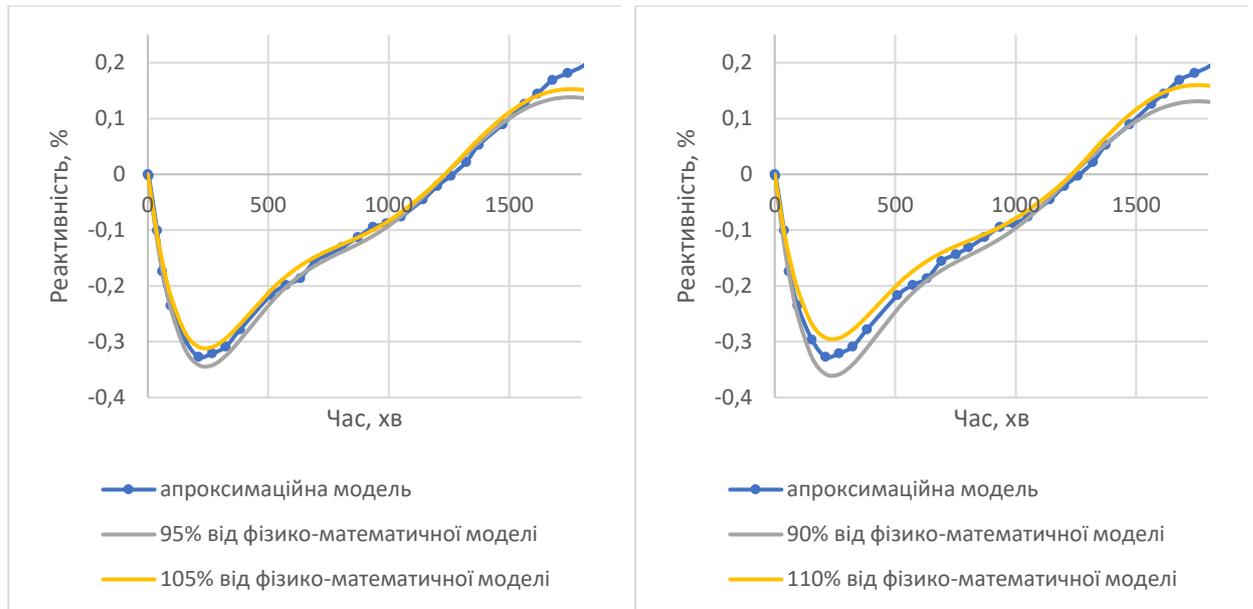
Рис. 4.9. Графіки моделювання при зміні потужності 3000 – 750 МВт та

а – 5 % відхиленні

б – 10 % відхиленні

Порівняння значень розрахунків при зменшенні потужності з 3000 до 1500 МВт при 5 % та 10 % відхиленні, відповідно, наведено на рисунку 4.10.

При скиданні потужності з 3000 до 1500 МВт вхідність значень забезпечується з другої до двадцять сьомої години для відхилення $\pm 5\%$ та з першої до двадцять восьмої для відхилення $\pm 10\%$, покидаючи обраний коридор на одинадцять та шість годин, відповідно.



а

б

Рис. 4.10. Графіки моделювання при зміні потужності 3000 – 1500 МВт та
 а – 5 % відхиленні
 б – 10 % відхиленні

Порівняння значень розрахунків при зменшенні потужності з 3000 до 2250 МВт при 5 % та 10 % відхиленні, відповідно, наведено на рисунку 4.11.

При зменшенні потужності з 3000 до 2250 МВт вхідність значень забезпечується на четвертій та десятій годинах при відхиленні $\pm 5\%$ та на третій, четвертій, дев'ятій та десятій годинах при відхиленні $\pm 10\%$.

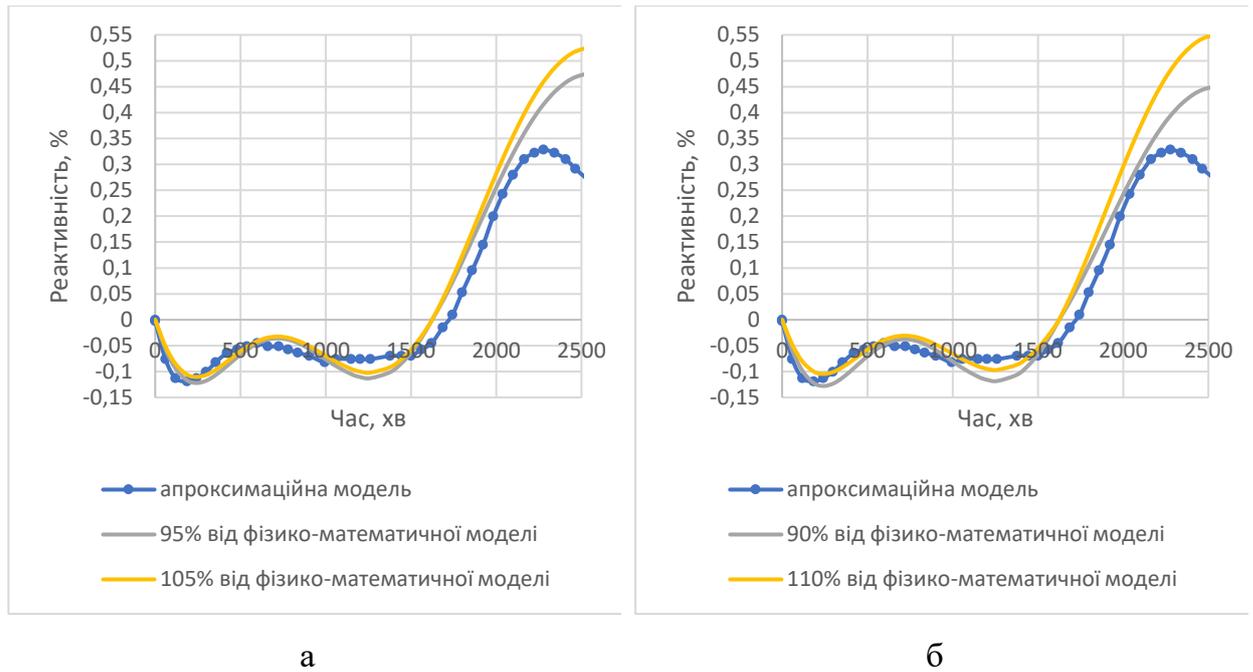


Рис. 4.11. Графіки моделювання при зміні потужності 3000 – 2250 МВт та
 а – 5 % відхиленні
 б – 10 % відхиленні

Результатом розв’язання задачі дисертаційної роботи, яка була сформульована на початку розділу можна вважати вдосконалення комп’ютерної системи автоматизації АЕС з ВВЕР при зміні навантаження ядерного реактора для забезпечення стабільного і контрольованого енерговиділення по об’єму активної зони реактора за прийнятих технологічних параметрів для підтримки сталості балансу в енергетичних контурах АЕС з ВВЕР за рахунок того, що в імітаційну структурну модель додатково інтегрується уявлення межі використання апроксимаційної або фізико-математичної моделей, які в залежності від умов сталості розв’язують задачу керування, що дає можливість мінімізувати поточні зовнішні та внутрішні збурення.

4.6 Висновки до розділу

1. У четвертому розділі дисертаційної роботи у ході наукового дослідження, присвяченого аналізу методів управління енерговиділенням активної зони ВВЕР-1000, було розглянуто різні підходи до управління реактором у маневреному режимі. Вивчено методи офсетно-офсетних фазових діаграм, цуга, «мода-Х», просторової локалізації ксенонових процесів, підтримки рівноважного та постійного аксіального офсету. Аналіз методів управління дозволив виявити їх ефективність та застосовність у різних сценаріях експлуатації ЯЕУ з ВВЕР-1000. Дослідження вказують на ефективність управління аксіальним офсетом, а також можливість зниження ксенонових перехідних процесів та мінімізації водообміну під час використання відповідних методів управління. Таким чином, дослідження наголосило на важливості розробки та застосування оптимальних стратегій управління енерговиділенням активної зони ВВЕР-1000 для забезпечення безпечної та стабільної роботи реактора в різних режимах експлуатації.

3. Розроблено структурну схему автоматизованої системи управління для циклічного навантаження при зміні температурного поля ядерного реактора на основі взаємодії апроксимаційної та фізико-математичної моделей, для різних статичних програм регулювання з метою забезпечення стійкості кількісної міри активної зони. Використовувалися методи аналізу та оптимізації процесів управління, а також моделювання та дослідження поведінки моделей реактора. Результати дослідження дозволили виявити ефективні стратегії управління, спрямовані на забезпечення стійкості кількісної міри активної зони при циклічному навантаженні та зміні температурного поля реактора. Було визначено оптимальну структуру системи управління, яка враховує різні динамічні процеси та особливості роботи ядерного реактора. Висновки дослідження підтвердили можливість ефективного управління ядерним реактором під час циклічного навантаження

з використанням розробленої структурної схеми автоматизованої системи управління.

4. Знайдені межі використання представлення внутрішніх збурень активної зони у вигляді фізико-математичної та апроксимаційної моделей для застосування в імітаційному моделюванні автоматизованої системи керування зміни потужності на АЕС з ВВЕР-1000. Зауважено, що збільшення допустимого відхилення від розрахункових значень реактивності за фізико-математичною моделлю сприятиме підвищенню вхідності значень реактивності, отриманих з апроксимаційною моделлю, до відповідного коридору відхилень, що є об'єктом дослідження меж використання внутрішніх збурень активної зони з метою забезпечення балансу між точністю модельованих значень та часом моделювання процесу. Отримані результати можуть бути використані у подальших дослідженнях та розробках для підвищення ефективності та надійності роботи ядерних енергетичних установок.

ВИСНОВКИ

Дисертаційна робота містить нові наукові положення та результати, які спрямовані на досягнення умов безпечної експлуатації ядерної енергетичної установки в динамічних режимах, шляхом розробки автоматизованої системи управління для циклічного навантаження, з використанням апроксимаційної та фізико-математичної моделей урахування внутрішніх збурень активної зони ядерної енергетичної установки. Отримані результати можуть бути використані не лише для створення умов для безпечної експлуатації ядерних енергетичних установок у циклічних режимах навантаження, але й для підвищення конкурентоспроможності експлуатації ядерних енергетичних установок в енергетичній системі. З результатів дослідження можна зробити такі висновки:

1. Отримала подальший розвиток тривимірна математична модель активної зони ядерного реактора типу ВВЕР, яка на відміну від існуючих, реалізувала можливість розрахунку вектору керуючого впливу на основі характеристик гомогенного і гетерогенного поглиначів нейтронів, що дало змогу автоматизованого управління в реальному часі при компенсації зовнішніх збурень для підтримки сталості регулюючого параметру у вигляді електричної потужності та кількісної міри сталості реактора у вигляді аксіального офсету як міри безпеки експлуатації.

Представлена спрощена схема структури розподіленої моделі активної зони реактора. Модель розподілена на зони за висотними шарами $y(1 \dots 10)$, на сектори за сегментами 60° симетрії $x(1 \dots 6)$ та на ділянки групи ТВЗ всередині сектора за строком експлуатації $z(1 \dots 4)$. Кожен висотний шар складається з 163 елементарних комірок ТВЗ, а кожен сектор симетрії з 27 елементарних комірок, центральна ТВЗ не входить до жодного сектору симетрії. Представлена комплексна імітаційна модель енергоблоку як об'єкта керування, що складається з моделі реактора, яка включає в себе імітаційні моделі розподіленої активної зони реактора, кінетики реактора,

енерговиділення, передачі енергії паливу і теплоносію, ефектів реактивності, з моделей парогенератора, турбогенератора та урахування запізнювання теплоносія в трубопроводах. Представлені моделі не лише враховують ключові процеси у ЯЕУ, але й надають можливості для управління та оптимізації реакторів типу ВВЕР. Ці моделі є важливим інструментом для подальших досліджень, прогнозування та управління енергетичними процесами, оптимізації роботи реактора та покращення систем управління ядерною енергетичною установкою. Вони відкривають можливості для проведення чисельних експериментів та удосконалення проектування ядерних реакторів, що сприяє розвитку безпечної та ефективної ядерної енергетики у різних умовах експлуатації.

Вирішено завдання пошуку меж, що подібне до розв'язання задачі оптимального керування під час регулювання потужністю ядерного реактора з розподіленням активної зони на елементарні комірки. Використовувалися методи аналізу та оптимізації процесів управління, а також моделювання та дослідження поведінки моделей реактора. Результати дослідження дозволили виявити оптимальні стратегії керування потужністю ядерного реактора з урахуванням розподілу активної зони на елементарні осередки. Були розроблені та апробовані методи, що дозволяють ефективно керувати процесами енерговиділення та підтримувати стабільність роботи реактора у різних режимах експлуатації.

2. Отримав подальший розвиток метод автоматизованого управління плановою зміною потужності ЯЕУ з ВВЕР–1000, який складається з трьох контурів керування, один з яких підтримує зміну потужності реактора за рахунок регулювання концентрації БК в теплоносії, другий підтримує необхідне значення аксіального офсету шляхом зміни положення стрижнів СУЗ, а третій температурний режим теплоносія за рахунок регулювання положення головних клапанів ТГ, який відрізняється від відомих тим що для забезпечення стабільності енерговиділення в активній зоні реактора при зміні

потужності за нормальних умов експлуатації реактора процес керування потужності: по-перше реалізується на малому проміжку часу як зміна завдання керування потужності при стабільній поточній потужності (принцип керування по відхиленню) і по друге використання внутрішньо притаманної властивості активної зони (отруєння-розотруєння реактора) при зміні потужності, що дозволило підтримувати сталість балансу виробництва та споживання енергії в ядерній установці.

3. Розроблено структурну схему автоматизованої системи управління для циклічного навантаження при зміні температурного поля ядерного реактора на основі взаємодії апроксимаційної та фізико-математичної моделей, для різних статичних програм регулювання з метою забезпечення стійкості кількісної міри активної зони. Результати дослідження дозволили виявити ефективні стратегії управління, спрямовані на забезпечення стійкості кількісної міри активної зони при циклічному навантаженні та зміні температурного поля реактора. Було визначено оптимальну структуру системи управління, яка враховує різні динамічні процеси та особливості роботи ядерного реактора. Висновки дослідження підтвердили можливість ефективного управління ядерним реактором під час циклічного навантаження з використанням розробленої структурної схеми автоматичної системи управління.

Вдосконалення комп'ютерної системи автоматизації АЕС з ВВЕР при зміні навантаження ядерного реактора для забезпечення стабільного і контрольованого енерговиділення по об'єму активної зони реактора за прийнятих технологічних параметрів для підтримки сталості балансу в енергетичних контурах АЕС з ВВЕР за рахунок того, що в імітаційну структурну модель додатково інтегрується уявлення межі використання апроксимаційної або фізико-математичної моделей, які в залежності від умов сталості розв'язують задачу керування, дає можливість мінімізувати поточні зовнішні та внутрішні збурення.

4. Знайдена межа використання представлення внутрішніх збурень активної зони у вигляді фізико-математичної та апроксимаційної моделей для застосування в імітаційному моделюванні автоматизованої системи керування зміни потужності на АЕС з ВВЕР-1000. Зауважено, що збільшення допустимого відхилення від розрахункових значень реактивності за фізико-математичною моделлю сприятиме підвищенню вхідності значень реактивності, отриманих з апроксимаційною моделлю, до відповідного коридору відхилень, що є об'єктом дослідження меж використання внутрішніх збурень активної зони з метою забезпечення балансу між точністю модельованих значень та часом моделювання процесу. Отримані результати можуть бути використані у подальших дослідженнях та розробках для підвищення ефективності та надійності роботи ядерних енергетичних установок.

5. Основні положення дисертаційного дослідження впроваджено в Національному університеті «Одеська політехніка» при підготовці бакалаврів та магістрів за напрямом «Автоматизація та комп'ютерно-інтегровані технології» в Інституті штучного інтелекту та робототехніки (ІШІР) на кафедрі «Програмних і комп'ютерно-інтегрованих технологій» при викладанні наступних дисциплін: Автоматизація виробничих процесів; Моделювання процесів і систем; Сучасні системи керування; Оптимальні та адаптивні системи управління.

СПИСОК ВИКОРИСТАНИХ ДЖЕРЕЛ

1. Ahmad, S., Abdulraheem, K. K., Tolokonsky, A. O., & Ahmed, H. (2023, September). Active disturbance rejection control of pressurized water reactor. *Annals of Nuclear Energy*, 189, 109845. <https://doi.org/10.1016/j.anucene.2023.109845>
2. Ahmadi Kamarposhti, M., Shokouhandeh, H., Gholami Omali, Y., Colak, I., Thounthong, P., & Holderbaum, W. (2022, November 28). Optimal Coordination of TCSC and PSS2B Controllers in Electric Power Systems Using MOPSO Multiobjective Algorithm. *International Transactions on Electrical Energy Systems*, 1–18. <https://doi.org/10.1155/2022/5233620>
3. Al-Aqeel, M., & Alrammah, I. A. (2023, March). Radiological Impact Assessment for hypothetical accident scenarios of a proposed pressurized water reactor using HotSpot code. *Radiation Physics and Chemistry*, 204, 110717. <https://doi.org/10.1016/j.radphyschem.2022.110717>
4. Ansarifar, G. R., & Rafiei, M. (2015, February). Second-order sliding-mode control for a pressurized water nuclear reactor considering the xenon concentration feedback. *Nuclear Engineering and Technology*, 47(1), 94–101. <https://doi.org/10.1016/j.net.2014.11.003>
5. Ansarifar, G. R., & Saadatzi, S. (2015, December). Nonlinear control for core power of pressurized water nuclear reactors using constant axial offset strategy. *Nuclear Engineering and Technology*, 47(7), 838–848. <https://doi.org/10.1016/j.net.2015.09.002>
6. Aver'yanova, S. P., Vokhmyanina, N. S., Zlobin, D. A., Filimonov, P. E., Kuznetsov, V. I., & Lagovskii, V. B. (2017, January). Offset-Cardinality Phase Diagram Method of Controlling Reactor Power. *Atomic Energy*, 121(3), 155–160. <https://doi.org/10.1007/s10512-017-0176-5>
7. Ayodeji, A., Mohamed, M., Li, L., Di Buono, A., Pierce, I., & Ahmed, H. (2023, July). Cyber security in the nuclear industry: A closer look at digital

control systems, networks and human factors. *Progress in Nuclear Energy*, 161, 104738. <https://doi.org/10.1016/j.pnucene.2023.104738>

8. Bae, J., Kim, J. M., & Lee, S. J. (2023, September). Deep reinforcement learning for a multi-objective operation in a nuclear power plant. *Nuclear Engineering and Technology*, 55(9), 3277–3290. <https://doi.org/10.1016/j.net.2023.06.009>

9. Bao, H., Zhang, H., Shorthill, T., Chen, E., & Lawrence, S. (2023, February). Quantitative evaluation of common cause failures in high safety-significant safety-related digital instrumentation and control systems in nuclear power plants. *Reliability Engineering & System Safety*, 230, 108973. <https://doi.org/10.1016/j.ress.2022.108973>

10. Beglov, K. V., Odrekhovska, Y. O., Petik, T. V., & Vataman, V. V. (2023, July 3). A method for searching the best static program for nuclear power unit control in the event of perturbations of different nature. *Herald of Advanced Information Technology*, 6(2), 139–151. <https://doi.org/10.15276/hait.06.2023.9>

11. Beglov, K., Maksymova, O., & Petik, T. (2023, 7 липня). Modelling of a nuclear power plant unit with WWER-1000 as a control object in power control mode. Сучасні аспекти модернізації науки: стан, проблеми, тенденції розвитку Матеріали XXXIV-ої Міжнародної науково-практичної конференції. (с. 151-156). м. Салоніки (Греція (дистанційно)). <http://perspectives.pp.ua/public/site/conferency/conf-34.pdf>

12. Brunetkin, O., Beglov, K., Brunetkin, V., Maksymov, L., Maksymova, O., Havaliukh, O., & Demydenko, V. (2020, December 31). Construction of a method for representing an approximation model of an object as a set of linear differential models. *Eastern-European Journal of Enterprise Technologies*, 6(2 (108)), 66–73. <https://doi.org/10.15587/1729-4061.2020.220326>

13. Brunetkin, O., Beglov, K., Maksymov, M., Baskakov, V., Vataman, V., & Kryvda, V. (2022, June 30). Designing an automated control system for changing NPU energy release compensating for arising internal disturbing factors based on

their approximation model. *Eastern-European Journal of Enterprise Technologies*, 3(2 (117)), 63–75. <https://doi.org/10.15587/1729-4061.2022.258394>

14. Cancemi, S., Lo Frano, R., Santus, C., & Inoue, T. (2023, November). Unsupervised anomaly detection in pressurized water reactor digital twins using autoencoder neural networks. *Nuclear Engineering and Design*, 413, 112502. <https://doi.org/10.1016/j.nucengdes.2023.112502>

15. Ding, Y., Wang, Q., Tian, Z., Lyu, Y., Li, F., Yan, Z., & Xia, X. (2023, January). A graph-theory-based dynamic programming planning method for distributed energy system planning: Campus area as a case study. *Applied Energy*, 329, 120258. <https://doi.org/10.1016/j.apenergy.2022.120258>

16. El-Bassioni, A. A., & Poncelet, C. G. (1974, June). Minimal Time Control of Spatial Xenon Oscillations in Nuclear Power Reactors. *Nuclear Science and Engineering*, 54(2), 166–176. <https://doi.org/10.13182/nse74-a23404>

17. Elsis, M., & Abdelfattah, H. (2020, March). New design of variable structure control based on lightning search algorithm for nuclear reactor power system considering load-following operation. *Nuclear Engineering and Technology*, 52(3), 544–551. <https://doi.org/10.1016/j.net.2019.08.003>

18. *EU taxonomy: Complementary Climate Delegated Act to accelerate decarbonisation*. (n.d.). Finance. https://finance.ec.europa.eu/publications/eu-taxonomy-complementary-climate-delegated-act-accelerate-decarbonisation_en

19. Fathy, E., & Hassanien, A. (2022, October). Fuzzy harmonic mean technique for solving fully fuzzy multilevel multiobjective linear programming problems. *Alexandria Engineering Journal*, 61(10), 8189–8205. <https://doi.org/10.1016/j.aej.2022.01.021>

20. Filimonov, P. E., Aver'yanova, S. P., & Filimonova, M. P. (1998, May). Control of control-rod groups in the maneuvering regime of VVÉR-1000 operation. *Atomic Energy*, 84(5), 309–313. <https://doi.org/10.1007/bf02414876>

21. Foshch, T., & Pelykh, S. (2017, June 12). Improved Models and Method of Power Change of NPP Unit with VVER-1000. *Automation of Technological and Business Processes*, 9(1). <https://doi.org/10.15673/atbp.v9i1.505>
22. Foshch, T., Machado, J., Portela, F., Maksimov, M., & Maksimova. (2017, August 22). Comparison of Two Control Programs of the VVER-1000 Nuclear Power Unit Using Regression Data Mining Models. *Nuclear and Radiation Safety*, 3(75), 11–17. [https://doi.org/10.32918/nrs.2017.3\(75\).02](https://doi.org/10.32918/nrs.2017.3(75).02)
23. Foshch, T., Maksimov, M., Pelykh, S., & Maksimova. (2018, February 19). Models and Methods for Automated Control of Power Change at WWER1000. *Nuclear and Radiation Safety*, 1(77), 24–30. [https://doi.org/10.32918/nrs.2018.1\(77\).04](https://doi.org/10.32918/nrs.2018.1(77).04)
24. Foshch, T., Portela, F., Machado, J., & Maksimov, M. (2016). Regression Models of the Nuclear Power Unit VVER-1000 Using Data Mining Techniques. *Procedia Computer Science*, 100, 253–262. <https://doi.org/10.1016/j.procs.2016.09.151>
25. Gallmeier, F. X., Ferguson, P. D., Lu, W., et al. (2010). The CINDER'90 transmutation code package for use in accelerator applications in combination with MCNPX. Technical report, Oak Ridge National Lab. (ORNL), Oak Ridge, TN (United States). Spallation. https://inis.iaea.org/collection/NCLCollectionStore/_Public/46/109/46109595.pdf
26. Glaoui, H., & Harrouz, A. (2018, June 7). Sliding Mode Control of The Dfig Used in Wind Energy System. *Electrical Engineering & Electromechanics*, 0(3), 61–67. <https://doi.org/10.20998/2074-272x.2018.3.08>
27. Guesdon, B. (1985, Mars-Avril) L'Adaptation des Reacteurs nucleaires a can pressurisee an suivi de Reseav. *La technical moderne*. 19-23.
28. Hanke, W. (1976). A computerized strategy for controlling xenon oscillatons. Proc. *IAEA NPPCI Specialists' Mtg. Use of Computers for Protection Systems and Automatic Control*. (pp. 36-40). Vienna.

29. Hanke, W. (1978, December). Zur optimalen Regelung von Xenonschwingungen großer Leistungsreaktoren. *On optimal control of xenon oscillations of large power reactors. Auto*, 26(1–12), 43–49. <https://doi.org/10.1524/auto.1978.26.112.43>
30. He, Z., Sun, J., Wang, S., Wang, P., & Song, H. (2019, July). Simulation and optimization of control rod sequence exchange operations for a pressurized water reactor under Mechanical Shim control strategy. *Annals of Nuclear Energy*, 129, 450–460. <https://doi.org/10.1016/j.anucene.2019.02.021>
31. Hsu, C. (1967, January 1). *Control and Stability Analysis of Spatially-dependent Nuclear Reactor Systems*. http://books.google.ie/books?id=IXpGAAAAYAAJ&q=Control+and+Stability+Analysis+of+Spatially-dependent+Nuclear+Reactor+Systems&dq=Control+and+Stability+Analysis+of+Spatially-dependent+Nuclear+Reactor+Systems&hl=&cd=1&source=gbs_api
32. Huang, Q., Peng, S., Deng, J., Zeng, H., Zhang, Z., Liu, Y., & Yuan, P. (2023, March). A review of the application of artificial intelligence to nuclear reactors: Where we are and what's next. *Heliyon*, 9(3), e13883. <https://doi.org/10.1016/j.heliyon.2023.e13883>
33. Hui, J., & Yuan, J. (2021, November). Disturbance observer-based robust backstepping load-following control for MHTGRs with actuator saturation and disturbances. *Nuclear Engineering and Technology*, 53(11), 3685–3693. <https://doi.org/10.1016/j.net.2021.05.019>
34. International Atomic Energy Agency, Introduction to Systems Engineering for the Instrumentation and Control of Nuclear Facilities, *IAEA Nuclear Energy Series* No. NR-T-2.14, IAEA, Vienna (2022)
35. Jiang, Q., Liu, Y., Zeng, W., & Yu, T. (2020, September). Study on switching control of PWR core power with a fuzzy multimodel. *Annals of Nuclear Energy*, 145, 107611. <https://doi.org/10.1016/j.anucene.2020.107611>

36. Karppinen, J. (1977, October). Spatial Reactor Control Methods. *Nuclear Science and Engineering*, 64(2), 657–672. <https://doi.org/10.13182/nse77-a27398>
37. Karppinen, J., & Blomsnes, B. (n.d.). An application of optimization methods to spatial control of nuclear reactor cores. *New Trends in Systems Analysis*, 474–498. <https://doi.org/10.1007/bfb0041129>
38. Karppinen, J., Blomsnes, B., Versluis, R.M. (1976). Two optimal control methods for PWR core control. Proc. *IAEA NPPCI Specialists' Mtg. Use of Computers for Protection Systems and Automatic Control*. (P.24-28). Neuherbeg/Munich (Germany).
39. Kokol, E. (2015, December 23). Structural optimization of static power control programs of nuclear power plants with WWER-1000. *Proceedings of Odessa Polytechnic University*, 3, 21–25. <https://doi.org/10.15276/opu.3.47.2015.07>
40. Kokol, E.A. (2015). Optimal power control of VVER-1000 due to targeted selection of the control program. *Automation 2015: XXII International Conference on Automatic Control*. (p. 119–120). Odessa (Ukraine).
41. Kum, O. (2018, February). Development of easy-to-use interface for nuclear transmutation computing, VCINDER code. *Nuclear Engineering and Technology*, 50(1), 25–34. <https://doi.org/10.1016/j.net.2017.10.007>
42. Kumar, S. R., & Devakumar, J. (2023, September). Recurrent neural network based sensor fault detection and isolation for nonlinear systems: Application in PWR. *Progress in Nuclear Energy*, 163, 104836. <https://doi.org/10.1016/j.pnucene.2023.104836>
43. Lee, Y., Cho, Y. J., & Lim, K. (2023, September). Analyses on the recriticality and sub-critical boron concentrations during late phase of a severe accident of pressurized water reactors. *Nuclear Engineering and Technology*, 55(9), 3241–3251. <https://doi.org/10.1016/j.net.2023.06.018>
44. Li, G., Wang, X., Liang, B., Li, X., Zhang, B., & Zou, Y. (2016, July). Modeling and control of nuclear reactor cores for electricity generation: A review of

advanced technologies. *Renewable and Sustainable Energy Reviews*, 60, 116–128. <https://doi.org/10.1016/j.rser.2016.01.116>

45. Li, X., Cheng, K., Huang, T., Qiu, Z., & Tan, S. (2022, January). Research on short term prediction method of thermal hydraulic transient operation parameters based on automated deep learning. *Annals of Nuclear Energy*, 165, 108777. <https://doi.org/10.1016/j.anucene.2021.108777>

46. Lin, L., Athe, P., Rouxelin, P., Avramova, M., Gupta, A., Youngblood, R., Lane, J., & Dinh, N. (2022, February). Digital-twin-based improvements to diagnosis, prognosis, strategy assessment, and discrepancy checking in a nearly autonomous management and control system. *Annals of Nuclear Energy*, 166, 108715. <https://doi.org/10.1016/j.anucene.2021.108715>

47. Maksimov, M. V., Beglov, K. V., & Tsiselskaya, T. A. (2012). A model of a power unit with VVER-1000 as an object of power control. *Proceedings of Odessa Polytechnic University*, 1 (38), 99–106.

48. Maksimov, M. V., Pelykh, S. N., & Gontar, R. L. (2012, August). Principles of controlling fuel-element cladding lifetime in variable VVER-1000 loading regimes. *Atomic Energy*, 112(4), 241–249. <https://doi.org/10.1007/s10512-012-9552-3>

49. Maksimov, M. V., Tsiselskaya, T. A., & Kokol, E. A. (2015). The Method of Control of Nuclear Power Plant with VVER-1000 Reactor in Maneuverable Mode. *Journal of Automation and Information Sciences*, 47(6), 17–32. <https://doi.org/10.1615/jautomatinfscien.v47.i6.20>

50. Maksimov, M., Kanazirskyi, N., & Kokol, E. (2014, December 15). Control of the axial offset in a nuclear reactor at power maneuvering. *Proceedings of Odessa Polytechnic University*, 2, 75–81. <https://doi.org/10.15276/opu.2.44.2014.15>

51. Maksimov, M., Pelykh, S., Maslov, O., & Baskakov, V. (2009, December). Model of cladding failure estimation for a cycling nuclear unit. *Nuclear*

Engineering and Design, 239(12), 3021–3026.

<https://doi.org/10.1016/j.nucengdes.2009.08.025>

52. Maksymov, M., Alyokhina, S., & Brunetkin, O. (2022, September 1). *Thermal and Reliability Criteria for Nuclear Fuel Safety*. CRC Press. http://books.google.ie/books?id=M_yGEAAAQBAJ&printsec=frontcover&dq=Thermal+and+reliability+criteria+for+nuclear+fuel+safety&hl=&cd=1&source=gs_api

53. Matijević, M., Pevec, D., & Trontl, K. (2015, March). Dose rates modeling of pressurized water reactor primary loop components with SCALE6.0. *Nuclear Engineering and Design*, 283, 175–192. <https://doi.org/10.1016/j.nucengdes.2014.07.013>

54. Mousakazemi, S. M. H. (2021, March). Control of a pressurized light-water nuclear reactor two-point kinetics model with the performance index-oriented PSO. *Nuclear Engineering and Technology*. <https://doi.org/10.1016/j.net.2021.02.018>

55. Mousakazemi, S. M. H., Ayoobian, N., & Ansarifard, G. R. (2018, August). Control of the pressurized water nuclear reactors power using optimized proportional–integral–derivative controller with particle swarm optimization algorithm. *Nuclear Engineering and Technology*, 50(6), 877–885. <https://doi.org/10.1016/j.net.2018.04.016>

56. Ningbo, L., & Xueyao, S. (2017, September). Research on the control of containment pressure of Gen II+ NPP under severe accident condition. *Energy Procedia*, 127, 220–224. <https://doi.org/10.1016/j.egypro.2017.08.098>

57. Olsen, B., & Dufek, J. (2017, August). Stabilization effect of fission source in coupled Monte Carlo simulations. *Nuclear Engineering and Technology*, 49(5), 1095–1099. <https://doi.org/10.1016/j.net.2017.02.008>

58. Parhizkari, H., Aghaie, M., Zolfaghari, A., & Minucmehr, A. (2015, May). An approach to stability analysis of spatial xenon oscillations in WWER-1000

reactors. *Annals of Nuclear Energy*, 79, 125–132.
<https://doi.org/10.1016/j.anucene.2015.01.026>

59. Pelykh, S. N., & Maksimov, M. V. (2013). Theory of VVER-1000 fuel rearrangement optimization taking into accounts both fuel cladding durability and burnup. *Problems of Atomic Science and Technology*, 44 (2) 84, 50–54.
<http://dspace.nbu.gov.ua/bitstream/handle/123456789/111678/08-Pelykh.pdf?sequence=1>

60. Pelykh, S. N., Maksimov, M. V., & Nikolsky, M. V. (2014) A method for minimization of cladding failure parameter accumulation probability in VVER fuel elements. *Problems of Atomic Science and Technology*, 92 (4), 108–116.
https://vant.kipt.kharkov.ua/ARTICLE/VANT_2014_4/article_2014_4_108.pdf

61. Pelykh, S. N., Odrehovska, E. A., & Maksymova, O. B. (2017, September 19). Search for the Best Power Control Program at Npp with VVER-1000 Using Gradient Descent Method. *Automation of Technological and Business Processes*, 8(3). <https://doi.org/10.15673/atbp.v8i3.567>

62. Pelykh, S., & Maksimov, M.V. (2013). The Method of Fuel Rearrangement Control Considering Fuel Element Cladding Damage and Burnup. *Problems of Atomic Science and Technology*, 87 (5), 84–90.
https://vant.kipt.kharkov.ua/ARTICLE/VANT_2013_5/article_2013_5_84a.pdf

63. Pelykh, S., Maksimov, M., & Parks, G. (2013, April). A method for VVER-1000 fuel rearrangement optimization taking into account both fuel cladding durability and burnup. *Nuclear Engineering and Design*, 257, 53–60.
<https://doi.org/10.1016/j.nucengdes.2012.12.022>

64. Pelykh, S., Maksimov, M., & Ryabchikov, S. (2016, June). The prediction problems of VVER fuel element cladding failure theory. *Nuclear Engineering and Design*, 302, 46–55.
<https://doi.org/10.1016/j.nucengdes.2016.04.005>

65. Petik, T., & Lobachev, M. (2024). The guidelines for development of methods for control of energy release in a pressurized water reactor. Topical aspects

of modern scientific research. Proceedings of the *6th International scientific and practical conference*. (pp. 98-102). Tokyo (Japan). <https://sci-conf.com.ua/vi-mizhnarodna-naukovo-praktichna-konferentsiya-topical-aspects-of-modern-scientific-research-22-24-02-2024-tokio-yaponiya-arhiv/>

66. Petik, T., & Lobachev, M. (2024, February 23). Approximation model as a basis for searching for the boundaries of representation of internal disturbances in the core of a pressurized water reactor. *Advanced discoveries of modern science: experience, approaches and innovations. Proceedings of the V International Scientific and Theoretical Conference*. (pp. 144-146). Amsterdam (The Netherlands). <https://doi.org/10.36074/scientia-23.02.2024>

67. Petik, T., & Lobachev, M. (2024, March 1). Structure of a multi-zone model of a pressurized water reactor. *Débats scientifiques et orientations prospectives du développement scientifique. Proceedings of the VI International Scientific and Practical Conference*. (pp. 230-233). Paris (France). <https://doi.org/10.36074/logos-01.03.2024.052>

68. Petik, T., Lobachev, M., Yavorskyi, O., & Holey, V. (2023). Automatic Control System for Changing the Power of a Nuclear Power Unit. *Electrical And Computer Systems*, 38(114), 40–45. <https://doi.org/10.15276/eltecs.38.114.2023.5>

69. Petik, T., Vataman, V., & Beglov, K. (2021). Simulation of pressurized water reactor to find the best control solution. *Energy Engineering and Control Systems*, 7(2), 126–135. <https://doi.org/10.23939/jeeecs2021.02.126>

70. Pontryagin, L. S., Boltyansky, V. G., Gamkrelidze, R. V., & Mishchenko, E. F. (1964, January 1). *Математическая Теория Оптимальных Процесов*. The Mathematical Theory of Optimal Processes. Translated by D. E. Brown. By L. S. Pontryagin, V. G. Boltyansky, R. V. Gamkrelidze and E. F. Mishchenko.

<http://books.google.ie/books?id=EHhEMwEACAAJ&dq=%D0%9C%D0%B0%D1%82%D0%B5%D0%BC%D0%B0%D1%82%D0%B8%D1%87%D0%B5%D1%81%D0%BA%D0%B0%D1%8F+%D1%82%D0%B5%D0%BE%D1%80%D0>

[%B8%D1%8F+%D0%BE%D0%BF%D1%82%D0%B8%D0%BC%D0%B0%D0%BB%D1%8C%D0%BD%D1%8B%D1%85+%D0%BF%D1%80%D0%BE%D1%86%D0%B5%D1%81%D1%81%D0%BE%D0%B2&hl=&cd=1&source=gbs_a
pi](#)

71. Price, D., Radaideh, M. I., & Kochunas, B. (2022, July). Multiobjective optimization of nuclear microreactor reactivity control system operation with swarm and evolutionary algorithms. *Nuclear Engineering and Design*, 393, 111776. <https://doi.org/10.1016/j.nucengdes.2022.111776>

72. *RIS - Country Statistics.* (n.d.). <https://pris.iaea.org/PRIS/CountryStatistics/CountryStatisticsLandingPage.aspx>

73. Qi, B., Xiao, X., Liang, J., Po, L. C. C., Zhang, L., & Tong, J. (2022, December 13). An open time-series simulated dataset covering various accidents for nuclear power plants. *Scientific Data*, 9(1). <https://doi.org/10.1038/s41597-022-01879-1>

74. Randall, D., & John, D. S. S. (1962, October). Xenon Spatial Oscillations. *Nuclear Science and Engineering*, 14(2), 204–206. <https://doi.org/10.13182/nse62-a28124>

75. Saeed, H. A., Peng, M., Wang, H., & Rasool, A. (2023, September). Autonomous control model for emergency operation of small modular reactor. *Annals of Nuclear Energy*, 190, 109874. <https://doi.org/10.1016/j.anucene.2023.109874>

76. SHIMAZU, Y. (2008, April). Xenon Oscillation Control in Large PWRs Using a Characteristic Ellipse Trajectory Drawn by Three Axial Offsets. *Journal of Nuclear Science and Technology*, 45(4), 257–262. <https://doi.org/10.1080/18811248.2008.9711435>

77. Sipush, P. J., Kerr, R. A., Ginsberg, A. P., Morita, T., & Scherpereel, L. R. (1976, October). Load-Follow Demonstrations Employing Constant Axial Offset Power-Distribution Control Procedures. *Nuclear Technology*, 31(1), 12–31. <https://doi.org/10.13182/nt76-a31695>

78. Stacey, W. M. (1968, August). Optimal Control of Xenon-Power Spatial Transients. *Nuclear Science and Engineering*, 33(2), 162–168. <https://doi.org/10.13182/nse68-a20654>
79. Stacey, W. M. (1969, December). Control of Xenon Spatial Oscillations. *Nuclear Science and Engineering*, 38(3), 229–243. <https://doi.org/10.13182/nse69-a21157>
80. Stark, K. (1972, June). Optimal Feedback Control of a Pressurized Water Reactor. *IFAC Proceedings Volumes*, 5(1), 352–360. [https://doi.org/10.1016/s1474-6670\(17\)68542-2](https://doi.org/10.1016/s1474-6670(17)68542-2)
81. Surjagade, P. V., Shimjith, S., & Tiwari, A. (2020, March). Second order integral sliding mode observer and controller for a nuclear reactor. *Nuclear Engineering and Technology*, 52(3), 552–559. <https://doi.org/10.1016/j.net.2019.08.013>
82. *The Power Reactor Information System (PRIS) - Home Page*. (n.d.). <https://pris.iaea.org/>
83. Vataman, V., Petik, T., & Beglov, K. (2022, August 10). Mathematical Model and Method for Automated Power Control of a Nuclear Power Plant. *Elektronnoe Modelirovanie*, 44(4), 28–40. <https://doi.org/10.15407/emodel.44.04.028>
84. Vataman, V., Petik, T., & Beglov, K. (2023). Analysis of Models of an Automatic Power Control System for a Pressurized Water Reactor in Dynamic Mode with a Change in the Static Control Program. *Proceedings of Odessa Polytechnic University*, 1(67), 60–72. <https://doi.org/10.15276/opu.1.67.2023.08>
85. Wan, J., Liang, W., Mao, Y., Zhang, W., & Wang, P. (2022, September). A boron-adjustment-free control strategy for large pressurized water reactors. *Annals of Nuclear Energy*, 174, 109106. <https://doi.org/10.1016/j.anucene.2022.109106>
86. Wang, G., Wu, J., Zeng, B., Xu, Z., Wu, W., & Ma, X. (2017, February). State-Space Model Predictive Control Method for Core Power Control in

Pressurized Water Reactor Nuclear Power Stations. *Nuclear Engineering and Technology*, 49(1), 134–140. <https://doi.org/10.1016/j.net.2016.07.008>

87. Welz, Z., Coble, J., Upadhyaya, B., & Hines, W. (2017, August). Maintenance-based prognostics of nuclear plant equipment for long-term operation. *Nuclear Engineering and Technology*, 49(5), 914–919. <https://doi.org/10.1016/j.net.2017.06.001>

88. Wiberg, D. M. (1967, March). Controllability of the Spatial Flux Shape. *Nuclear Science and Engineering*, 27(3), 600–604. <https://doi.org/10.13182/nse86-a17629>

89. Wood, R. T., Upadhyaya, B. R., & Floyd, D. C. (2017, August). An autonomous control framework for advanced reactors. *Nuclear Engineering and Technology*, 49(5), 896–904. <https://doi.org/10.1016/j.net.2017.07.001>

90. Yan, X., Wang, P., Qing, J., Wu, S., & Zhao, F. (2020, July). Robust power control design for a small pressurized water reactor using an H infinity mixed sensitivity method. *Nuclear Engineering and Technology*, 52(7), 1443–1451. <https://doi.org/10.1016/j.net.2019.12.031>

91. Yuan, Y., & Coble, J. (2017, August). A Takagi–Sugeno fuzzy power-distribution method for a prototypical advanced reactor considering pump degradation. *Nuclear Engineering and Technology*, 49(5), 905–913. <https://doi.org/10.1016/j.net.2017.06.004>

92. Zaidabadi nejad, M., & Ansarifar, G. (2018, February). Robust feedback-linearization control for axial power distribution in pressurized water reactors during load-following operation. *Nuclear Engineering and Technology*, 50(1), 97–106. <https://doi.org/10.1016/j.net.2017.10.013>

93. Zeng, W., Jiang, Q., Du, S., Hui, T., Liu, Y., & Li, S. (2021, March). Design of the flexible switching controller for small PWR core power control with the multi-model. *Nuclear Engineering and Technology*, 53(3), 851–859. <https://doi.org/10.1016/j.net.2020.07.037>

94. Zhou, H., Pelykh, S. N., Odrekhovska, I. O., & Maksymova, O. B. (2018). Optimization of power control program switching for a WWER-1000 under transient operating conditions. *Problems of Atomic Science and Technology*, 1 (113), 218–221. <http://dspace.nbu.gov.ua/bitstream/handle/123456789/137360/36-Zhou.pdf?sequence=1>
95. Афанасьев, А. М., & Торлин, Б. З. (1978). Стабилизация аксиального поля ВВЭР-1000. *Атомная энергия*, 44 (6), 530-532.
96. Ватаман, В. В. (2023). *Удосконалена система автоматизованого керування PWR за рахунок використання апроксимаційної моделі внутрішніх збурень* [Дис. доктора філософії, Національний університет «Одеська політехніка»]. Офіційний сайт Національного університету «Одеська політехніка». <https://op.edu.ua/science/disphd/15012>
97. Гантмахер, Ф. Р., & Якубович В.А. (1965). Абсолютная устойчивость нелинейных регулируемых систем. *Труды Второго всесоюзного съезда по теоретической и прикладной механике*, 1, 30-60.
98. Герасимов, А. С., & Рудик, А. П. (1976). Взаимная связь различных ксеноновых оптимизационных задач. *Атомная энергия*, 41 (5), 360-361.
99. Гольдбаум, Н. И. (1974). Задача оптимального управления реактором с учетом отравления системы ксеноном-135 при неравномерном распределении потока нейтронов. *Труды проблемной лаборатории автоматики и вычислительной техники. Техническая кибернетика*, 4, 285 с.
100. Горяченко. (1977, January 1). *Методы исследований устойчивости ядерных реакторов*. <http://books.google.ie/books?id=d3iHAQAACA AJ&dq=%D0%9C%D0%B5%D1%82%D0%BE%D0%B4%D1%8B+%D0%B8%D1%81%D1%81%D0%BB%D0%B5%D0%B4%D0%BE%D0%B2%D0%B0%D0%BD%D0%B8%D1%8F+%D1%83%D1%81%D1%82%D0%BE%D0%B9%D1%87%D0%B8%D0%B2%D0%BE%D1%81%D1%82%D0%B8+%D1%8F%D0%B4%D0%B5%D1%80%D0%BD>

[%D1%8B%D1%85+%D1%80%D0%B5%D0%B0%D0%BA%D1%82%D0%BE%D1%80%D0%BE%D0%B2&hl=&cd=1&source=gbs_api](#)

101. Демченко, В. А. (2001). *Автоматизация и моделирование технологических процессов АЭС и ТЭС*. Одесса.: Астропринт, 308 с.

102. Зарицкая, Т. С., & Рудик, А. П. (1974). Некоторые особенности оптимальных переходных процессов при ограничении скорости изменения мощности реактора. *Атомная энергия*, 36 (2), 140-141.

103. Зарицкая, Т. С., & Рудик, А. П. (1978). Управление пространственно-временным распределением ксенона в ядерном реакторе. *Атомная энергия*, 44 (1), 86-88.

104. Лекслер, Н. С. (1986). Опыт эксплуатации АЭС и перспектива развития ядерной энергетики Франции. *Атомная энергия*, 61 (1), 10-16.

105. Одреховська Є. О. (2017). *Оптимізація перемикання статичних програм регулювання потужності ЯЕУ з ВВЕР-1000 в перехідних режимах експлуатації* [Дис. канд. техн. наук, Національний університет «Одеська політехніка»]. Архів електронних ресурсів Національного університету «Одеська політехніка».

<http://dspace.opu.ua/jspui/handle/123456789/5078?mode=full>

106. Патент 59039. Україна. МПК G 21 C 7/00. Спосіб управління ядерною енергетичною установкою з реактором водяного типу при зміні потужності реактора або зовнішнього навантаження / Максимов М. В., Баскаков В. Е, Пелих С. М., Цисельська Т. О.; заявник та патентовласник : Максимов М. В., Баскаков В. Е, Пелих С. М., Цисельська Т. О. № u201102453; заявл. 01.03.2011; опубл. 26.04.2011, Бюл. № 8.

107. Петік, Т. В., & Лобачев, М. В. (2024). Моделювання розподіленої активної зони реактора з водою під тиском. *Modern research in science and education. Proceedings of the 6th International scientific and practical conference.* (pp. 170-174). Chicago (USA). <https://sci-conf.com.ua/vi-mizhnarodna-naukovo->

[praktichna-konferentsiya-modern-research-in-science-and-education-8-10-02-2024-chikago-ssha-arhiv/](#)

108. Петік, Т. В., & Давидов, В. О. (2020). Розробка моделі процесу зміни рівня води в парогенераторі енергоблоку 1000 МВт атомної електричної станції. *Вчені записки ТНУ імені В.І. Вернадського. Серія: технічні науки*, 31 (70), Ч. 2 № 1, 40–45. <https://doi.org/10.32838/2663-5941/2020.1-2/08>

109. Петік, Т. В., & Лисюк, Г. П. (2019). Автоматична система регулювання рівня води в парогенераторі енергоблоку 1000МВт атомної електричної станції. *Вчені записки ТНУ імені В.І. Вернадського. Серія: технічні науки*, 30 (69), Ч. 2 № 3, 7–13. <https://doi.org/10.32838/2663-5941/2019.3-2/02>

110. Петік, Т. В., & Лобачев, М. В. (2024). Пошук меж представлення внутрішніх збурень активної зони ВВЕР-1000 у вигляді фізико-математичної та апроксимаційної моделей. *Електротехнічні та комп'ютерні системи*, 39 (115), 55–64. <https://doi.org/10.15276/eltecs.39.115.2024.6>

111. Петрунин, Д. М., & Семенов, В. Н. (1985). Трёхмерные программы-имитаторы работы ВВЭР. *Вопр. атомной науки и техники. Сер. Физика и техника ядерных реакторов*, 9, 44-54.

112. Постников, И. С., & Сабаев, Е. Ф. (1968). Исследование устойчивости стационарного режима ядерного реактора в однокрупном диффузионном приближении. *Атомная энергия*, 24 (1), 38-42.

113. Рудик, А. П. (1974). *Ксеноновые переходные процессы в ядерных реакторах*. -М.: Атомиздат. –65 с.

114. Рудик, А. П. (1966). *Применение принципа максимума Л.С. Понтрягина к нахождению оптимальных переходных процессов в реакторах*. –М. –24 с. (Препр./ ИТЭФ; №464).

115. Рудик, А. П. (1969). Пространственно-временные оптимизационные реакторные задачи. *Атомная энергия*, 27 (2), 138-142.

116. Рудик, А. П. (1970). *Использование принципа максимума Л.С. Понтрягина для оптимизации чисел процессов.* –М. –36 с. (Препр./ ИТЭФ; №786).

117. Рудик, А. П. (1971). *Ядерные реакторы и принцип максимума Понтрягина.*

http://books.google.ie/books?id=B-3mAAAAMAAJ&q=%D0%AF%D0%B4%D0%B5%D1%80%D0%BD%D1%8B%D0%B5+%D1%80%D0%B5%D0%B0%D0%BA%D1%82%D0%BE%D1%80%D1%8B+%D0%B8+%D0%BF%D1%80%D0%B8%D0%BD%D1%86%D0%B8%D0%BF+%D0%BC%D0%B0%D0%BA%D1%81%D0%B8%D0%BC%D1%83%D0%BC%D0%B0+%D0%9F%D0%BE%D0%BD%D1%82%D1%80%D1%8F%D0%B3%D0%B8%D0%BD%D0%B0&dq=%D0%AF%D0%B4%D0%B5%D1%80%D0%BD%D1%8B%D0%B5+%D1%80%D0%B5%D0%B0%D0%BA%D1%82%D0%BE%D1%80%D1%8B+%D0%B8+%D0%BF%D1%80%D0%B8%D0%BD%D1%86%D0%B8%D0%BF+%D0%BC%D0%B0%D0%BA%D1%81%D0%B8%D0%BC%D1%83%D0%BC%D0%B0+%D0%9F%D0%BE%D0%BD%D1%82%D1%80%D1%8F%D0%B3%D0%B8%D0%BD%D0%B0&hl=&cd=1&source=gbs_api

118. Симонов, В. Д. (1986). Использование французских АЭС для регулирования нагрузки. *Теплоэнергетика*, 3, 73-75.

119. Фощ Т. В. (2017). *Моделі і методи автоматизованого управління зміною потужності енергоблоку ЯЕУ з ВВЕР–1000* [Дис. канд. техн. наук, Національний університет «Одеська політехніка»]. Архів електронних ресурсів Національного університету «Одеська політехніка». http://dspace.op.edu.ua/jspui/bitstream/123456789/10297/1/9_2017_Foshch.pdf

120. Цисельская Т. А. (2012). *Усовершенствование автоматизированной системы регулирования мощности энергоблока АЭС для эксплуатации в маневренных режимах суточного цикла* [Дис. канд. техн. наук, Національний університет «Одеська політехніка»]. Архів електронних ресурсів Національного університету «Одеська політехніка».

http://dspace.op.edu.ua/jspui/bitstream/123456789/10291/1/3_2012_%D0%A6%D0%B8%D1%81%D0%B5%D0%BB%D1%8C%D1%81%D0%BA%D0%B0%D1%8F%29.pdf

ДОДАТОК А

Документи про впровадження результатів дослідження



ДОВІДКА

про використання результатів дисертаційної роботи
Петік Таї Володимирівни
представленої на здобуття ступеня доктора філософії за спеціальністю
151 – Автоматизація та комп'ютерно-інтегровані технології

Надана довідка затверджує, що дисертаційне дослідження Петік Т. В. «Удосконалення АСУ ТП за рахунок пошуку меж використання математичних моделей урахування внутрішніх збурень ЯЕУ» виконане відповідно до планів, затверджених Міністерством освіти і науки України, і є складовою частиною держбюджетних НДР за темами: «Підвищення ефективності комп'ютерно-інтегрованих систем управління (КІСУ) за рахунок моделювання нелінійних високоенергетичних динамічних процесів», НДР № 235-47, (№0123U102484) і «Розробка моделі і методу ефективного керування експлуатацією енергоустановок від поновлюваних джерел енергії для забезпечення балансу енергосистеми» НДР № 205-55 (№0122U000565).

Довідка надана у зв'язку з захистом дисертації.

Проректор



Дмитро ДМИТРИШИН

Вик. Максимов М. В.
тел. 705-83-71



ДОВІДКА

про використання результатів дисертаційної роботи
Петік Таї Володимирівни
представленої на здобуття ступеня доктора філософії за спеціальністю
151 – Автоматизація та комп'ютерно-інтегровані технології

Надана довідка затверджує, що матеріали дисертаційного дослідження Петік Т. В. «Удосконалення АСУ ТП за рахунок пошуку меж використання математичних моделей урахування внутрішніх збурень ЯЕУ» використовуються Національним університетом «Одеська політехніка» при підготовці бакалаврів та магістрів за напрямом «Автоматизація та комп'ютерно-інтегровані технології» в Інституті штучного інтелекту та робототехніки (ІШР) на кафедрі «Програмних і комп'ютерно-інтегрованих технологій» при викладанні наступних дисциплін:

- Автоматизація виробничих процесів;
- Моделювання процесів і систем;
- Сучасні системи керування;
- Оптимальні та адаптивні системи управління.

Довідка надана у зв'язку з захистом дисертації.

Перший проректор



Сергій НЕСТЕРЕНКО

Вик. Максимов М.В.
тел. 705-83-71

ДОДАТОК Б

Список публікацій здобувача

Наукові праці, в яких опубліковано основні наукові результати дисертації:

1. Петік, Т. В. & Лисюк, Г. П. «Автоматична система регулювання рівня води в парогенераторі енергоблоку 1000МВт атомної електричної станції». *Вчені записки ТНУ імені В.І. Вернадського. Серія: технічні науки.* 2019; 30 (69) Ч. 2 № 3: 7–13. DOI: <https://doi.org/10.32838/2663-5941/2019.3-2/02>.
2. Петік, Т. В. & Давидов, В. О. «Розробка моделі процесу зміни рівня води в парогенераторі енергоблоку 1000 МВт атомної електричної станції». *Вчені записки ТНУ імені В.І. Вернадського. Серія: технічні науки.* 2020; 31 (70) Ч. 2 № 1: 40–45. DOI: <https://doi.org/10.32838/2663-5941/2020.1-2/08>.
3. Petik, T., Vataman, V. & Beglov, K. “Simulation of pressurized water reactor to find the best control solution”. *Energy Engineering and Control Systems.* 2021; 7 (2): 126–135. DOI: <https://doi.org/10.23939/jeecs2021.02.126>.
4. Vataman, V., Petik, T. & Beglov, K. “Mathematical model and method for automated power control of a nuclear power plant”. *Electronic Modeling.* 2022; 44 (4): 28–40. DOI: <https://doi.org/10.15407/emodel.44.04.028>.
5. Beglov, K. V., Odrekhovska, Y. O., Petik, T. V. & Vataman, V. V. “A method for searching the best static program for nuclear power unit control in the event of perturbations of different nature”. *Herald of Advanced Information Technology.* 2023; 6 (2): 139–151. DOI: <https://doi.org/10.15276/hait.06.2023.9>.
6. Beglov, K. V., Petik, T. V. & Vataman, V. V. “Analysis of models of an automatic power control system for a pressurized water reactor in dynamic mode with a change in the static control program”. *Proceedings of Odessa Polytechnic University.* 2023; 1 (67): 60–72. DOI: <https://doi.org/10.15276/opu.1.67.2023.08>.
7. Petik, T., Lobachev, M., Yavorskyi, O. & Holev, V. “Automatic Control System for Changing the Power of a Nuclear Power Unit”. *Electrotechnic and Computer Systems.* 2023; 38 (114): 40–45. DOI: <https://doi.org/10.15276/eltecs.38.114.2023.5>.

8. Петік, Т. В. & Лобачев, М. В. «Пошук меж представлення внутрішніх збурень активної зони ВВЕР-1000 у вигляді фізико-математичної та апроксимаційної моделей». *Електротехнічні та комп'ютерні системи*. 2024; 39 (115): 55–64. DOI: <https://doi.org/10.15276/eltecs.39.115.2024.6>.

Наукові праці, які засвідчують апробацію матеріалів дисертації:

9. Beglov K., Maksymova O., Petik T. Modelling of a nuclear power plant unit with WWER-1000 as a control object in power control mode // Сучасні аспекти модернізації науки: стан, проблеми, тенденції розвитку Матеріали XXXIV-ої Міжнародної науково-практичної конференції (07 липня 2023 року, м. Салоніки (Греція) дистанційно). <http://perspectives.pp.ua/public/site/conferency/conf-34.pdf>

10. Петік Т. В., Лобачев М. В. Моделювання розподіленої активної зони реактора з водою під тиском // Modern research in science and education. Proceedings of the 6th International scientific and practical conference. BoScience Publisher. Chicago, USA. 2024. Pp. 170-174. URL: <https://sci-conf.com.ua/vi-mizhnarodna-naukovo-praktichna-konferentsiya-modern-research-in-science-and-education-8-10-02-2024-chikago-ssha-arhiv/>.

11. Petik T., Lobachev M. Approximation model as a basis for searching for the boundaries of representation of internal disturbances in the core of a pressurized water reactor // Advanced discoveries of modern science: experience, approaches and innovations. Proceedings of the V International Scientific and Theoretical Conference. Amsterdam, The Netherlands. February 23, 2024. Pp. 144-146. DOI: <https://doi.org/10.36074/scientia-23.02.2024>.

12. Petik T., Lobachev M. The guidelines for development of methods for control of energy release in a pressurized water reactor // Topical aspects of modern scientific research. Proceedings of the 6th International scientific and practical conference. CPN Publishing Group. Tokyo, Japan. 2024. Pp. 98-102. URL:

<https://sci-conf.com.ua/vi-mizhnarodna-naukovo-praktichna-konferentsiya-topical-aspects-of-modern-scientific-research-22-24-02-2024-tokio-yaponiya-arhiv/>.

13. Petik T., Lobachev M. Structure of a multi-zone model of a pressurized water reactor // Débats scientifiques et orientations prospectives du développement scientifique. Proceedings of the VI International Scientific and Practical Conference. Paris, France. March 1, 2024. Pp. 230-233. DOI: <https://doi.org/10.36074/logos-01.03.2024.052>