

## 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  $^{235}\text{U}$ , а й утворення та поділ ядер  $^{239}\text{Pu}$ , що значно розширює можливості точкової моделі та забезпечує більш точне відтворення динаміки реактора. Модель енерговиділення враховує енергію утворену під час поділу ядер  $^{235}\text{U}$  та  $^{239}\text{Pu}$ , 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 ефективною 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  $60^\circ$  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  $^{235}\text{U}$ , and the formation and fission of nuclei  $^{239}\text{Pu}$ , 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  $^{235}\text{U}$  and  $^{239}\text{Pu}$  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  $60^\circ$  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 predstavleniia vnutrishnikh zburon 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 (Hretsia) 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>.