

ОДЕСЬКИЙ НАЦІОНАЛЬНИЙ ПОЛІТЕХНІЧНИЙ УНІВЕРСИТЕТ
МІНІСТЕРСТВО ОСВІТИ І НАУКИ УКРАЇНИ

ОДЕСЬКИЙ НАЦІОНАЛЬНИЙ ПОЛІТЕХНІЧНИЙ УНІВЕРСИТЕТ
МІНІСТЕРСТВО ОСВІТИ І НАУКИ УКРАЇНИ

Кваліфікаційна наукова
праця на правах рукопису

ОДРЕХОВСЬКА ЄВГЕНІЯ ОЛЕКСАНДРІВНА

УДК 621.039.56(043.3/.5)

ДИСЕРТАЦІЯ

**ОПТИМІЗАЦІЯ ПЕРЕМІКАННЯ СТАТИЧНИХ ПРОГРАМ
РЕГУЛЮВАННЯ ПОТУЖНОСТІ ЯЕУ З ВВЕР-1000
В ПЕРЕХІДНИХ РЕЖИМАХ ЕКСПЛУАТАЦІЇ**

Спеціальність 05.13.07 – автоматизація процесів керування

Галузь знань: 15 – автоматизація та приладобудування

Подається на здобуття наукового ступеня кандидата технічних наук

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

Науковий керівник – Пелих С.М. доктор технічних наук, старший науковий співробітник, професор кафедри автоматизації теплоенергетичних процесів

Одеса – 2017

АНОТАЦІЯ

Одреховська Є.О. Оптимізація перемикання статичних програм регулювання потужності ЯЕУ з ВВЕР-1000 в перехідних режимах експлуатації. – Кваліфікаційна наукова праця на правах рукопису.

Дисертація на здобуття наукового ступеня кандидата технічних наук (доктора філософії) за спеціальністю 05.13.07 «Автоматизація процесів керування». – Одеський національний політехнічний університет МОН України, Одеса, 2017.

Дисертаційна робота присвячена вирішенню актуальної науково-технічної задачі підвищення конкурентоспроможності експлуатації ЯЕУ в енергетичній системі за рахунок пошуку оптимального режиму перемикання статичних програм регулювання при експлуатації на будь-яких рівнях потужності.

В першому розділі «Аналіз конкурентоспроможності ЯЕУ в об'єднаній енергосистемі України» зроблено наступне:

– розглянуто добовий графік навантаження енергосистеми, який складається з базового, напівпікового та пікового навантажень. Діапазон розвантаження ТЕС становить близько 30 %, а АЕС – близько 15 %. Збільшивши даний показник для АЕС до 30 % виникають передумови для конкуренції з ТЕС в напівпіковій частині графіка електричного навантаження. Збільшення можливостей конкуренції пов'язано з можливістю перемикання статичних програм регулювання потужності;

– розглянуто динамічні режими роботи ЯЕУ за умов нормальної експлуатації, а також можливі зовнішні та внутрішні збурення, які виникають при зміні потужності;

– детально розглянуто контрольовані параметри відповідно до критеріїв безпеки ядерного палива, серед безлічі яких обрано глибину вигорання палива B , яка визначає загальне вироблення енергії на АЕС, параметр пошкодження паливної оболонки ω , як критерій безпеки, який забезпечує невихід радіоактивних продуктів в теплоносій та аксіальний

офсет АО, який визначає неможливість виникнення ксенонових коливань й перерозподіл поля енерговиділення по висоті а.з.;

– проведено аналіз методів оптимізації енергетичних систем, які експлуатуються в динамічному режимі роботи. Для подальшого дослідження обрано метод цільового програмування, як найбільш підходящий для знаходження рішення цільової функції оптимізації;

– проведено дослідження показників ефективності та безпеки експлуатації ЯЕУ з ВВЕР-1000 в перехідних режимах об'єкта керування з врахуванням внутрішніх збурень.

У другому розділі «Об'єктно-орієнтований аналіз АСУ ТП АЕС» отримано такі результати:

– автоматизована система управління потужністю ЯЕУ з ВВЕР-1000 розглянута з точки зору об'єктно-орієнтованого аналізу, що дало змогу розробити спеціальні багаторівневі діаграми, якими можна користуватися при роботі з моделями на великих АСУ ТП, також це дозволило внести ясність в уявлення понять на рівні окремих об'єктів, станів і процесів, які відбуваються на АЕС;

– проведено комп'ютерний експеримент моделювання експлуатації ЯЕУ з ВВЕР-1000 при перемиканні програм регулювання на 80 % потужності для того, щоб дослідити діапазон відхилення важливих технологічних параметрів: температури теплоносія на вході в а.з. реактора, тиску пари у другому контурі та аксіального офсету;

– розраховано ефекти реактивності: температурний та за потужністю, реактивність, яка вноситься борною кислотою, не враховувалася, оскільки концентрація борної кислоти в теплоносії на момент перемикання залишалася незмінною, так само, як і положення ОР СУЗ;

– досягнуто стійкий стан реактора не тільки нанесенням такого збурення, як зниження або збільшення потужності, але й при перемиканні програм регулювання, про що свідчить значення АО – кількісної міри стійкості реактора;

– розроблена об'єктно-орієнтована модель автоматизованої системи керування перемиканням статичних програм регулювання потужності дала змогу дослідити існуючу багатозонну математичну модель реактора типу ВВЕР-1000 як об'єкта керування для подальшого її вдосконалення.

В третьому розділі «Вдосконалена математична модель реактора ВВЕР-1000» виконано таке:

– розглянуто відому багатозонну модель реактора, вдосконалення якої дало можливість враховувати виділення енергії не тільки від ^{235}U , а й від ^{239}Pu пошарово в а.з. реактора. Також до існуючої математичної моделі реактора додано моделі аксіального офсету, глибини вигорання палива, пошкодження оболонки твелу, що дозволило провести моделювання експлуатації ЯЕУ з ВВЕР-1000 й отримати необхідні дані для оптимізації.

– детально розглянуто статичні програми: $T_{\text{сер}} = \text{const}$, $P_2 = \text{const}$, $T_{\text{вх}} = \text{const}$, їх переваги та недоліки, що дало можливість скласти алгоритм їх перемикання в залежності від виникаючих збурень під час експлуатації ЯЕУ;

– синтезовано цільову функцію оптимізації, що дозволило застосувати метод найшвидшого пуску для знаходження Парето оптимального рішення.

В четвертому розділі «Результати імітаційного моделювання та оптимізації» досягнуто мети дисертаційної роботи, а саме:

– у середовищі імітаційного моделювання MATLAB Simulink було перевірено головну ідею дисертаційного дослідження. Результати комп'ютерного експерименту показали, що відхилення значень основних технологічних параметрів залишилися в зоні допустимих величин, що дозволило безударно перемикати статичні програми регулювання потужності ЯЕУ з ВВЕР-1000 на рівні 80 %;

– за допомогою програмних продуктів Імітатор Реактору та Femexu проведено верифікацію показників надійності ω та економічності експлуатації B з даними, отриманими в MATLAB Simulink. Відносна похибка отриманих даних в різних програмних засобах не перевищує 2,3 %, що дає

можливість стверджувати про адекватність роботи вдосконаленої математичної моделі ЯЕУ з ВВЕР-1000;

– вирішено задачу оптимізації перемикання статичних програм регулювання потужності за рахунок знаходження розв'язку цільової функції, яка об'єднує в собі такі характеристики, як економічність та безпека експлуатації. Це дозволило безударно перемикає статичні програми протягом паливної кампанії реактора в добовому циклі зміни навантаження, мінімізуючи поточні зовнішні та внутрішні збурення. Оптимізація цільової функції полягає або в 11 перемиканнях між статичними програмами $T_{\text{сер}}=\text{const}$, $T_{\text{вх}}=\text{const}$, $P_2=\text{const}$ протягом 1 місяця добових маневрів на початку кожного року паливної кампанії, або в 38; 65; 69; 75; 107 перемиканнях між статичними програмами $T_{\text{сер}}=\text{const}$ та $T_{\text{вх}}=\text{const}$ протягом 4-х річної кампанії при 2; 3; 4; 5; 6 місяцях маневрів на початку кожного року, відповідно. Також можна стверджувати про конкурентоспроможність українських АЕС серед інших джерел вироблення електричної енергії завдяки їхнім маневреним можливостям та низькій собівартості.

Ключові слова: статична програма регулювання, ЯЕУ, ВВЕР-1000, оптимізація, цільова функція, автоматизована система управління.

СПИСОК ПУБЛІКАЦІЙ ЗДОБУВАЧА

Наукові праці, в яких опубліковано основні наукові результати дисертації:

1. Тодорцев Ю.К. Оценка массы теплоносителя в реакторной установке при полной потере подпитки / Ю.К. Тодорцев, Е.А. Кокол*, М.В. Никольский // Технологический аудит и резервы производства. – 2013. – № 1 (14). – С. 26–29. (Журнал включено до НМБД Index Copernicus, CrossRef (DOI)).

2. Maksimov M.V. Control of the axial offset in a nuclear reactor at power maneuvering / M.V. Maksimov, N.F. Kanazirskyi, E.A. Kokol // Odes'kyi Natsional'nyi Politechnichnyi Universytet. Pratsi. – 2014. – Iss. 2. – P. 75–81. (Журнал включено до НМБД Index Copernicus, CrossRef (DOI)).

* Кокол – дівоче прізвище Одреховської Є.О.

3. Maksimov M.V. The Method of Control of Nuclear Power Plant with VVER-1000 Reactor in Maneuverable Mode / M.V. Maksimov, T.A. Tsiselskaya, E.A. Kokol // *Journal of Automation and Information Sciences*. – 2015. – Vol. 47. – Iss. 6. – P. 17–32. (Журнал включено до НМБД SCOPUS).

4. Плахотнюк А.А. Усовершенствованная АСУ ТП переключения программ регулирования энергоблоком / А.А. Плахотнюк, Е.А. Кокол, М.В. Максимов // *Автоматизация технологических и бизнес-процессов*. – 2015. – Т. 7, № 3. – С. 26–33. (Журнал включено до НМБД Index Copernicus, CrossRef (DOI), РИНЦ).

5. Плахотнюк А.А. Моделирование изменения структуры технических средств автоматизации при работе АЭС с ВВЭР-1000 в маневренном режиме // А.А. Плахотнюк, Е.А. Кокол, М.В. Максимов // *Автоматизация технологических и бизнес-процессов*. – 2015. – Т. 7, № 4. – С.64–71. (Журнал включено до НМБД Index Copernicus, CrossRef (DOI), РИНЦ).

6. Kokol E.A. Structural optimization of static power control programs for nuclear power plants with VVER-1000 / E.A. Kokol // *Odes'kyi Natsional'nyi Politechnichniy Universytet. Pratsi*. – 2015. – Iss. 3 (47). – P. 41–46. (Журнал включено до НМБД Index Copernicus, CrossRef (DOI)).

7. Kokol E. Research on manoeuvring capabilities of a nuclear power plant when switching in-use control programmes / E. Kokol // *Eastern-European Journal of Enterprise Technologies*. – 2016. – Iss. 2/8 (80). – P. 4–13. (Журнал включено до НМБД SCOPUS, Index Copernicus, CrossRef (DOI)).

8. Pelykh S.N. Search for the best power control program at NPP with VVER-1000 using gradient descent method / S.N. Pelykh, E.O. Odrekhovska, O.B. Maksymova // *Automation of technological and business-process*. – 2016. – Vol. 8, Iss. 3. – P. 36–40. (Журнал включено до НМБД Index Copernicus, CrossRef (DOI), РИНЦ).

Опубликовані праці апробаційного характеру:

9. Цисельская Т.А. Исследование математической модели энергоблока по компромисно-комбинированной программе регулирования / Т.А. Цисельская, Е.А. Кокол // Информационные технологии и автоматизация-2014: доклады VII Междунар. науч.-практ. конф, 16–17 октября 2014 г., г. Одесса, ОНАПТ. – С. 53–54.

10. Максимов М.В. Основы автоматизированного управления свойствами ядерного топлива / М.В. Максимов, Е.А. Кокол // Современные методы, информационное, программное и техническое обеспечение систем управления организационно-техническими и технологическими комплексами: междунар. науч.-техн. конф., 27 ноября 2014 г., г. Киев, НУПТ. – С. 66–67.

11. Кокол Е.А. Повышение эффективности управления энергоблоком с реактором типа ВВЭР-1000 / Е.А. Кокол // Автоматизация, контроль и управление: поиск идей и решений (АКУ-2015): I Всеукр. науч.-техн. конф., 25–29 мая 2015 г., г. Красноармейск, «Донецкий национальный технический университет». – С. 368–369.

12. Кокол Е.А. Оптимальное управление мощностью ВВЭР-1000 за счет целевого выбора программы регулирования / Е.А. Кокол // Автоматика 2015: XXII Междунар. конф. по автоматическому управлению, 10–11 сентября 2015 г., г. Одесса. – С. 119–120.

13. Кокол Е.А. Объектно-ориентированный анализ АСУ мощностью для повышения маневренных возможностей энергоблока с ВВЭР–1000 / Е.А. Кокол // Автоматизация и компьютерно-интегрированные технологии. – 2016: III Межд. науч.-практ. конф. молодых ученых, аспирантов и студентов (АКИТ – 2016), 20–21.04.2016 г., г. Киев, НТУУ «КПИ». – С. 108–109.

14. Pelykh S.N. Search for the optimal power control program / S.N. Pelykh, E.A. Odrehovska, O.B. Maksymova // Information technologies and automation. – 2016: Proc. of IX Int. theor. and pract. conf., 11–16.10.2016, Odessa, ONAFT. – P. 31.

Опубліковані праці, які додатково відображають наукові результати дисертації:

15. Одреховская Е.А. Оптимизация переключения статических программ регулирования мощности ЯЭУ с ВВЭР-1000 в переходных режимах эксплуатации / Е.А. Одреховская, Х. Чжоу, С.Н. Пельх // Тезисы докладов XXIV ежегодной науч. конф. Ин-та ядерных исследований НАН Украины 10–13 апреля 2017 г. – К.: Ин-т ядерных исследований НАН Украины, 2017. – С. 123.

16. Патент на винахід № 111549, Україна, МПК (2016) G21C 17/035 (2006.01), G01F 23/22 (2006.01). Спосіб визначення рівня теплоносія в ядерному реакторі і система для його здійснення. / М.В. Максимов, Є.О. Кокол; заяв. 10.02.2015; опубл. 10.05.2016, Бюл. № 9.

17. Патент на изобретение № 2602813, Россия, МПК (2016) G21C 17/035 (2006.01), G01F 23/22 (2006.01). Способ определения уровня теплоносителя в ядерном реакторе и система для его осуществления. / М.В. Максимов, Е.А. Кокол; заяв. 08.06.2015; опубл. 20.11.2016, Бюл. № 32.

ABSTRACT

Odrekhovska E.O. Optimization of switching of static power control programs for NPPs with VVER-1000 in transient operating modes. – Manuscript.

Dissertation for candidate of technical sciences (Ph.D.) degree by specialty 05.13.07 – automation of control processes. Odessa National Polytechnic University of Ministry of Education and Science of Ukraine, Odessa, 2017.

The dissertation is devoted to the solution of the actual scientific and technical problem of increase the competitiveness of NPP operation in the power system by searching for the optimal switching regime for static control programs during operation at any power levels.

In the first section "Analysis of the NPP competitiveness in the united energy system of Ukraine" the following is done:

– the daily schedule of the power system load, that consists of basic, semi-peak and peak loads, is considered. TPP unloading is about 30 %, and the NPP is about 15 %. By increasing this figure for the NPP up to 30 % there are prerequisites for competition with TPPs in the semi-peak part of the electric load schedule. Increased competition is due to the possibility of switching static power control programs;

– the dynamical modes of NPP operation in the conditions of normal operation are considered, as well as possible external and internal disturbances that arise when power changes;

– the controlled parameters are considered in details in accordance with the criteria for the safety of nuclear fuel, among many of them have been chosen the fuel burn-up B , which determines the total power generation at NPPs, the parameter of damage of the fuel shell ω , as a safety criterion, which ensures the non-release of radioactive products into the coolant and the axial offset AO, which determines the impossibility of xenon oscillation and the redistribution of the field of energy output in altitude a.z.;

– the analysis of optimization methods of power systems that are operated in the dynamic mode of work has been carried out. For further research the method of target programming was chosen as the most suitable for finding the solution of the target optimization function;

– the study of the efficiency and safety of the NPP operation with VVER-1000 in the transient modes of the control object, taking into account internal disturbances, has been carried out.

In the second section "Object-oriented analysis of ACS TP NPP" obtained the following results:

– the automated power control system of the NPP with VVER-1000 was considered from the point of view of the object-oriented analysis that made it possible to develop special multi-level diagrams that can be used when working with models for large control systems, also allowed to clarify the concept of levels of individual objects, states and processes occurring at NPPs;

– a computer experiment was conducted to simulate the operation of NPP with VVER-1000 when switching control programs at 80 % of power in order to find out the range of deviation of important technological parameters: coolant temperature at the entrance to a.z., steam pressure in the second circuit and axial offset;

– the effects of the reactivity are calculated: the temperature and the power one. The reactivity introduced with boric acid was not taken into account, since the concentration of boric acid in the coolant at the time of the switching remained unchanged, as well, the position of the regulation control and protection system remained unchanged;

– the steady state of the reactor has been achieved not only by causing such disturbance as power reduction or increase, but also by switching control programs, as evidenced by the value of axial offset – the quantitative measure of the reactor stability;

– the developed object-oriented model of the automated control system for switching static power control programs made it possible to investigate the existing multi-zone mathematical model of the VVER-1000 reactor as a control object for its further improvement.

In the third section "Advanced mathematical model of VVER-1000 reactor" the following is done:

– a well-known multi-zone model of the reactor was considered, the improvement of which allowed to take into account the allocation of energy not only from ^{235}U , but also ^{239}Pu layer in a.z. Also, models of axial offset, fuel burn-up, damage of fuel element` shell were added to the existing mathematical reactor model that allowed to simulate the operation of the NPP with VVER-1000 and obtain the necessary data for optimization;

– the following static programs have been considered in details: $T_{\text{sr}} = \text{const}$, $P_2 = \text{const}$, $T_{\text{in}} = \text{const}$, their advantages and disadvantages that made it possible to make an algorithm for their switching, depending on the emerging disturbances during the operation of the NPP;

– the optimization target function was synthesized, which allowed to use the fastest start method to find Pareto optimal solution.

In the fourth section "Results of simulation and optimization" the following goals of the dissertation study were achieved:

– the main idea of the dissertation study was checked in the simulation environment MATLAB Simulink. The results of the computer experiment showed that the deviations of the values of the main technological parameters remained in the zone of allowable figures, which allowed to reliably switch static programs for controlling power at NPP with VVER-1000 at the level of 80 %;

– software Reactor Simulator and Femexy tested the reliability indexes ω and the cost-effectiveness indexes B with the data obtained in MATLAB Simulink. Relative error of the received data in different software means does not exceed 5 % that gives an opportunity to assert about the adequacy of the work of the improved mathematical model of the NPP with VVER-1000;

– the problem of optimization of the switching of static power control programs has been solved by finding a solution of the target function, which combines characteristics such as economy and operation safety. This allowed to switch static programs fluently during the fuel reactor`s campaign in a daily cycle of load changes, minimizing current external and internal disturbances. The solution of the target function consists of: 11 switching between static programs $T_{sr} = \text{const}$, $T_{in} = \text{const}$ and $P_2 = \text{const}$ during 1 month of daily maneuvers at the beginning of each year of the fuel campaign, or 38; 65; 69; 75; 107 switching between static programs $T_{sr} = \text{const}$ and $T_{in} = \text{const}$ during the 4-year campaign at 2; 3; 4; 5; 6 months of maneuvers at the beginning of each year, respectively. It is also possible to argue about the competitiveness of Ukrainian NPPs among other sources of electricity production, due to their maneuverability and low cost.

Keywords: static power control program, nuclear power unit, VVER-1000, optimization, objective function, automated control system.

LIST OF PUBLICATIONS

Publications where the main scientific results of the dissertation are published:

1. Todortsev Yu.K. Otsenka massyi teplonosatelya v reaktornoy ustanovke pri polnoy potere podpitki / Yu.K. Todortsev, E.A. *Kokol, M.V. Nikolskiy // *Tehnologicheskiiy audit i rezervyi proizvodstva.* – 2013. – No 1 (14). – P. 26–29. (The journal is included in the Science Database Index Copernicus, CrossRef (DOI)).

2. Maksimov M.V. Control of the axial offset in a nuclear reactor at power maneuvering / M.V. Maksimov, N.F. Kanazirskiy, E.A. Kokol // *Pratsi Odeskogo politehnichnogo universitetu.* – 2014. – Vol. 2. – P. 75–81. (The journal is included in the Science Database Index Copernicus, CrossRef (DOI)).

3. Maksimov M.V. The Method of Control of Nuclear Power Plant with VVER-1000 Reactor in Maneuverable Mode / M.V. Maksimov, T.A. Tsiselskaya, E.A. Kokol // *Journal of Automation and Information Sciences.* – 2015. – Vol. 47. – Iss. 6. – P. 17–32. (The journal is included in the Science Database SCOPUS).

4. Plahotnyuk A.A. Uovershenstvovannaya ASU TP pereklyucheniya programm regulirovaniya energoblokom / A.A. Plahotnyuk, E.A. Kokol, M.V. Maksimov // *Avtomatizatsiya tehnologichnih ta biznes-protsesiv.* – 2015. – Vol. 7, No 3. – P. 26–33. (The journal is included in the Science Database Index Copernicus, CrossRef (DOI), RINC).

5. Plahotnyuk A.A. Modelirovanie izmeneniya strukturyi tehnikeskikh sredstv avtomatizatsii pri rabote AES s VVER-1000 v manevrennom rezhime // A.A. Plahotnyuk, E.A. Kokol, M.V. Maksimov // *Avtomatizatsiya tehnologichnih ta biznes-protsesiv.* – 2015. – Vol. 7, No 4. – P.64–71. (The journal is included in the Science Database Index Copernicus, CrossRef (DOI), RINC).

6. Kokol E.A. Structural optimization of static power control programs for nuclear power plants with VVER-1000 / E.A. Kokol // *Pratsi Odeskogo politehnichnogo universitetu* – 2015. – No 3 (47). – P.41–46. (The journal is included in the Science Database Index Copernicus, CrossRef (DOI)).

*Kokol is a maiden name of Odrekhovska E.O.

7. Kokol I. Research on manoeuvring capabilities of a nuclear power plant when switching in-use control programmes / I. Kokol // East European Journal of Advanced Technology. – 2016. – No 2/8 (80). – P. 4–13. (The journal is included in the Science Database SCOPUS, Index Copernicus, CrossRef (DOI)).

8. Pelykh S.N. Search for the best power control program at NPP with VVER-1000 using gradient descent method / S.N. Pelykh, E.O. Odrekhovska, O.B. Maksymova // Automation of technological and business processes. – 2016. – Vol. 8, No. 3. – P. 36–40. (The journal is included in the Science Database Index Copernicus, CrossRef (DOI), RINC).

Published works of approbatory character:

9. Tsiselskaya T.A. Issledovanie matematicheskoy modeli energobloka po kompromisno-kombinirovannoy programme regulirovaniya / T.A. Tsiselskaya, E.A. Kokol // Informatsionnyie tehnologii i avtomatizatsiya-2014: dokladyi VII Mezhdunar. nauch.-prakt. konf, 16–17 oktyabrya 2014, Odessa, ONAPT. – P. 53–54.

10. Maksimov M.V. Osnovyi avtomatizirovannogo upravleniya svoystvami yadernogo topliva / M.V. Maksimov, E.A. Kokol // Sovremennyye metodyi, informatsionnoe, programmnoe i tehnikeskoe obespechenie sistem upravleniya organizatsionno-tehnicheskimi i tehnologicheskimi kompleksami: mezhdunar. nauch.-tehn. konf., 27 noyabrya 2014, Kiev, NUPT. – P. 66–67.

11. Kokol E.A. Povyishenie effektivnosti upravleniya energoblokom s reaktorom tipa VVER-1000 / E.A. Kokol // Avtomatizatsiya, kontrol ta upravlinnya: poshuk idey ta rishen (AKU-2015): I Vseukr. nauk.-tehn. konf., 25–29 maya 2015, Krasnoarmeysk, «Donetskiy natsionalnyi tehnicheskii universitet». – P. 368–369.

12. Kokol E.A. Optimalnoe upravlenie moschnostyu VVER-1000 za schet tselevogo vyibora programmyi regulirovaniya / E.A. Kokol // Avtomatika 2015: XXII Mezhdunar. konf. po avtomaticheskomu upravleniyu, 10–11 sentyabrya 2015, Odessa. – S. 119–120.

13. Kokol E.A. Ob'ektno-orientirovannyiy analiz ASU moschnostyu dlya povysheniya manevrennyih vozmozhnostey energobloka s VVER-1000 / E.A. Kokol / Avtomatyzatsiia ta komp'uterno-intehrovani tekhnolohii – 2016: III Mizhnar. nauk-prakt. konf. molodykh vchenykh, aspirantiv ta studentiv (AKIT – 2016), 20–21 kvitnia 2016, Kyiv, NTUU «KPI». – P. 108–109.

14. Pelykh S.N. Search for the optimal power control program / S.N. Pelykh, E.A. Odrehovska, O.B. Maksymova // Information technologies and automation. – 2016: Proc. of IX Int. theor. and pract. conf., 11–16.10.2016, Odessa, ONAFT. – P. 31.

Published works, which additionally reflect the scientific results of the dissertation:

15. Odrehovskaya E.A. Optimizatsiia pereklyucheniya staticheskikh programm regulirovaniya moschnosti YaEU s VVER-1000 v perehodnyih rezhimakh ekspluatatsii / E.A. Odrehovskaya, H. Chzhou, S.N. Pelykh // XXIV Shchorichna naukova konferentsiia instytutu yadernykh doslidzhen NAN Ukrainy: tezy dopovidei, 10–13 kvitnia 2017, Kyiv, In-t yadernykh doslidzh. – P. 123.

16. Patent na vynakhid № 111549, Ukraina, MPK (2016) G21C 17/035 (2006.01), G01F 23/22 (2006.01). Sposib vyznachennia rivnia teplonosiiia v yadernomu reaktori i systema dlia yoho zdiisnennia. / M.V. Maksymov, Ie.O. Kokol; zaiav. 10.02.2015; opubl. 10.05.2016, Biul. № 9.

17. Patent na izobretienie № 2602813, Rossiia, MPK (2016) G21C 17/035 (2006.01), G01F 23/22 (2006.01). Sposob opredeleniia urovnia teplonosytelia v yadernom reaktore i systema dlia eho osushchestvleniia. / M.V. Maksymov, E.A. Kokol; zaiav. 08.06.2015; opubl. 20.11.2016, Biul. № 32.

ЗМІСТ

ПЕРЕЛІК УМОВНИХ ПОЗНАЧЕНЬ.....	18
ВСТУП.....	19
РОЗДІЛ 1. АНАЛІЗ КОНКУРЕНТОСПРОМОЖНОСТІ ЯЕУ В ОБ'ЄДНАНІЙ ЕНЕРГОСИСТЕМІ УКРАЇНИ.....	25
1.1 Генеруючі потужності в об'єднаній енергосистемі України.....	25
1.2 Динамічні режими роботи АЕС.....	35
1.3 Аналіз показників ефективності й безпеки експлуатації АЕС.....	37
1.3.1 Критичний тепловий потік.....	38
1.3.2 Критичний стан реактора.....	39
1.3.3 Деформуюча сила, напруга, втома.....	40
1.3.4 Окислення і гідрування.....	40
1.3.5 Внутрішній тиск газу в твелі.....	41
1.3.6 Теплові механічні навантаження на оболонку паливної таблетки... ..	41
1.3.7 Глибина вигорання палива.....	42
1.3.8 Аксіальний офсет.....	43
1.3.9 Критерії цільової функції оптимізації.....	43
1.4 Методи оптимізації енергетичних систем.....	44
1.4.1 Лінійне програмування.....	45
1.4.2 Динамічне програмування.....	47
1.4.3. Цільове програмування.....	47
1.5 Постановка завдання дисертаційного дослідження.....	49
1.6 Висновки до першого розділу.....	52
РОЗДІЛ 2. ОБ'ЄКТНО-ОРІЄНТОВАНИЙ АНАЛІЗ АСУ ТП АЕС.....	53
2.1 Застосування теорії об'єктно-орієнтованого аналізу.....	53
2.1.1 Вплив методів розробки АСУ ТП на її надійність та вартість.....	58
2.1.2 Застосування ООА до АСУ ТП.....	60

2.2 Об'єктно-орієнтований аналіз АСУ потужністю АЕС з ВВЕР-1000...	64
2.3 Модель ефектів реактивності.....	80
2.3.1 Модель ефективності регулюючої групи органів регулювання системи управління та захисту.....	80
2.3.2. Модель температурного ефекту реактивності.....	80
2.3.3 Модель ефекту реактивності, який виникає через зміну потужності реактора.....	81
2.3.4. Зміна реактивності від отруєння реактора ксеноном.....	82
2.3.5. Зміна реактивності від зміни концентрації борної кислоти.....	83
2.4 Висновки до другого розділу.....	85
РОЗДІЛ 3. ВДОСКОНАЛЕНА МАТЕМАТИЧНА МОДЕЛЬ РЕАКТОРА ВВЕР-1000.....	
3.1 Математична модель енергоблоку з реактором ВВЕР-1000.....	87
3.1.1 Модель реактора.....	87
3.1.1.1 Модель кінетики реактора.....	88
3.1.1.2 Модель енерговиділення.....	89
3.1.1.3 Модель передачі тепла палива до теплоносія.....	94
3.1.2 Модель парогенератора і турбогенератора.....	95
3.1.3 Модель запізнювання теплоносія в трубопроводах.....	97
3.2 Модель аксіального офсету.....	99
3.3 Модель глибини вигорання палива.....	100
3.4 Модель параметру пошкодження оболонки твелу.....	102
3.5 Статичні програми регулювання потужності.....	104
3.6 Постановка завдання оптимізації.....	109
3.7 Висновки до третього розділу.....	114
РОЗДІЛ 4. РЕЗУЛЬТАТИ ІМІТАЦІЙНОГО МОДЕЛЮВАННЯ ТА ОПТИМІЗАЦІЇ.....	
	116

4.1 Безударне перемикання статичних програм регулювання потужності ЯЕУ з ВВЕР-1000.....	116
4.2 Алгоритм добового маневру потужністю.....	123
4.3 Імітатор реактору як програмний засіб для перевірки стійкості реакторної установки при зміні потужності.....	125
4.4 Програмний продукт FEMAXI-4 як засіб для обчислення глибини вигоряння та параметра пошкодження оболонки палива.....	128
4.5 Розв'язок задачі оптимізації.....	130
4.6 Визначення рівня теплоносія в ядерному реакторі.....	134
4.7 Висновки до четвертого розділу.....	139
ВИСНОВКИ.....	140
СПИСОК ВИКОРИСТАНИХ ДЖЕРЕЛ.....	142
ДОДАТОК А. Документи про впровадження.....	154
ДОДАТОК Б. Список публікацій здобувача.....	158

ПЕРЕЛІК УМОВНИХ ПОЗНАЧЕНЬ

АЕС	–	атомна електрична станція
а.з.	–	активна зона
АО	–	аксіальний офсет
АСУ ТП	–	автоматизована система управління технологічним процесом
ВВЕР	–	водо-водяний енергетичний реактор
ГАЕС	–	гідроакumuлююча електростанція
ГЕС	–	гідроелектростанція
ДПДД	–	діаграма переходів даних дій
ЕВТП	–	енергетичний варіант теорії повзучості
ІР	–	імітатор реактора
ОЕС	–	об'єднана енергетична система
ООА	–	об'єктно-орієнтований аналіз
ОР СУЗ	–	орган регулювання системи управління та захисту
ПГ	–	парогенератор
ПЕР	–	ефект реактивності через зміну потужності
РУ	–	реакторна установка
ТВЗ	–	тепловиділяюча збірка
ТЕР	–	температурний ефект реактивності
ТЕС	–	теплова електростанція
ЯЕУ	–	ядерна енергетична установка

ВСТУП

Актуальність теми. Враховуючи сьогоденне положення України на світовому енергоринку, експлуатація атомних електростанцій (АЕС) залишається одним з важливих засобів забезпечення електроенергією нашої держави. Під час експлуатації ядерної енергетичної установки (ЯЕУ) в стаціонарному стані на неї діє багато внутрішніх збурень. Кількість зовнішніх збурень збільшується за умови експлуатації ЯЕУ в режимі добового циклу навантаження, що призводить до зміни значень технологічних параметрів та стану обладнання, яке відповідає за безпечну експлуатацію.

Сучасні автоматизовані системи управління технологічними процесами (АСУ ТП) АЕС дозволяють не тільки виконувати задачі управління, використовуючи статичну програму регулювання потужності за принципом зворотного зв'язку, але й за рахунок накопиченої інформації про стан обладнання, прогнозувати можливі стани ЯЕУ при врахуванні різних збурень. Розвиток теорії оптимального керування та технічний рівень АСУ ТП дозволяють підвищити ефективність керування ЯЕУ не тільки зміною параметрів в добовому циклі маневрування потужністю, а й зміною структури технічних засобів автоматизації, що здатні реалізувати ту чи іншу статичну програму регулювання потужності, які в поточний час нівелюють впливи внутрішніх та зовнішніх збурень, дозволяючи експлуатувати ЯЕУ з забезпеченням регламентного рівня безпеки без зменшення критеріїв ефективності.

На даний час можливості технічних засобів АСУ ТП використовуються не в повному обсязі, тому для зменшення впливу збурень на енергетичне обладнання ЯЕУ необхідно розробити методи керування, які дозволять перемикає між собою статичні програми регулювання потужності, коли ЯЕУ знаходиться на будь-якому рівні потужності, що і визначає актуальність даної роботи.

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

Дисертаційне дослідження виконане в ОНПУ відповідно до завдання держбюджетної НДР МОН України за темою «Удосконалення теоретичних та експериментальних методів дослідження перехідних процесів в енергетичних установках за рахунок структурної оптимізації моделей і технічних систем» (№ ДР 0115U000411) при особистій участі здобувача в якості співвиконавця.

Мета та задачі дослідження. Метою роботи є підвищення конкурентоспроможності експлуатації ЯЕУ в енергетичній системі за рахунок пошуку оптимального режиму перемикання статичних програм регулювання при експлуатації на будь-яких рівнях потужності.

Для досягнення мети поставлені такі задачі:

– дослідити показники ефективності та безпеки експлуатації ЯЕУ з ВВЕР-1000 в перехідних режимах як об'єкта керування з врахуванням внутрішніх збурень;

– розробити об'єктно-орієнтовану модель автоматизованої системи керування перемиканням статичних програм регулювання потужності;

– вдосконалити багатозонну математичну модель реактора типу ВВЕР-1000 як об'єкта керування, яка враховує поділ ядер ^{235}U та ^{239}Pu , а також розраховує глибину вигорання палива та пошкодження паливної оболонки;

– синтезувати і обґрунтувати критерії та цільову функцію оптимізації процесу перемикання статичних програм регулювання потужності;

– розв'язати завдання оптимізації перемикання статичних програм регулювання потужності за рахунок пошуку оптимальної програми регулювання в залежності від збурень та поточного стану енергетичного обладнання.

Об'єкт дослідження: енергоблок АЕС з ВВЕР-1000 в перехідних режимах нормальної експлуатації.

Предмет дослідження: система автоматизованого управління потужністю енергоблоку АЕС у перехідних режимах.

Методи дослідження. Для дослідження показників ефективності та безпеки експлуатації ВВЕР-1000 в перехідних режимах як об'єкта керування з точки зору внутрішніх збурень використовувались наукове узагальнення й систематизація. При розробці імітаційної моделі автоматизованої системи керування перемиканням статичних програм регулювання потужності використовувались теоретичні основи об'єктно-орієнтованого аналізу та рівнянь матеріального балансу, чисельні методи розв'язку диференціальних рівнянь та теорія автоматичного керування. Для вдосконалення багатозонної математичної моделі реактора ВВЕР-1000 як об'єкта керування, яка враховує поділ ядер ^{235}U та ^{239}Pu , глибину вигорання палива та пошкодження паливної оболонки використані методи імітаційного моделювання в середовищі моделювання та методи енергетичного варіанту теорії повзучості. Для обґрунтування критеріїв, які ввійдуть до складу цільової функції та для створення такої цільової функції проведено синтез параметрів згідно з критеріями безпеки палива та створено цільову функцію оптимізації. Для мінімізації цільової функції використані методи оптимізації.

Наукова новизна:

– вперше запропоновано імітаційну модель автоматизованої системи керування потужністю, яка заснована на перемиканні статичних програм регулювання за логічною структурою об'єктно-орієнтованого підходу, третім етапом якого є створення технологічних методів експлуатації енергетичного обладнання замість традиційних діаграм переходів даних дій, що дозволяє сформулювати зміну поточної моделі програми регулювання при потужності об'єкта керування в діапазоні від 80 до 100 %;

– отримала подальший розвиток багатозонна математична модель реактора з розподіленими параметрами, яка на відміну від відомих враховує поділ ядер ^{235}U та ^{239}Pu , включає ідентифіковану модель керуючого впливу, а саме перемикання статичних програм регулювання, що дозволяє

контролювати зміну технологічних параметрів об'єкта керування та розрахувати аксіальний офсет як кількісну міру сталості реактора, глибину вигорання палива, як міру ефективності експлуатації та пошкодження оболонок твелів, як міру безпеки експлуатації;

– вперше запропоновано цільову функцію оптимізаційної задачі, що об'єднує в собі показники ефективності та безпеки експлуатації, які залежать від глибини вигорання палива, пошкодження оболонок твелів, аксіального офсету, що дозволяє в одному виразі поєднати критерії з різними метриками для знаходження оптимального рішення;

– вперше вирішено задачу оптимізації перемикання статичних програм регулювання потужності за рахунок мінімізації цільової функції, яка дозволяє безударно перемикати енергетичне обладнання в заданому діапазоні зміни навантаження за допомогою введення додаткових зворотних зв'язків між перемикачем статичних програм та їх регуляторами, що дає можливість мінімізувати поточні зовнішні та внутрішні збурення.

Практичне значення отриманих результатів полягає у:

– використанні розробленої багатозонної моделі активної зони (а.з.) реактора й моделі енергоблоку як об'єкта керування в цілому, яка на відміну від відомих враховує поділ ядер ^{235}U та ^{239}Pu для проведення різних експериментів і моделювання типових енергетичних установок;

– використанні вдосконаленої математичної моделі автоматизованої системи керування потужністю для перемикання статичних програм регулювання за логічною структурою об'єктно-орієнтованого підходу;

– можливості переведення енергоблоку з реактором ВВЕР-1000 у режим добового маневрування для підтримки балансу в енергосистемі України, завдяки вдосконаленій автоматизованій системі керування потужністю енергоблоку протягом місяця кожного року кампанії.

Результати дисертаційного дослідження впроваджені в тематику Державного підприємства Національна атомна енергогенеруюча компанія (ДП НАЕК) «Енергоатом» і використовуються при підготовці бакалаврів та

магістрів за напрямом «Автоматизація та комп'ютерно-інтегровані технології» на кафедрі автоматизації теплоенергетичних процесів Одеського національного політехнічного університету в навчальних курсах «Оптимізація параметрів АСУ», «Оптимізація проектів систем автоматизації», «Оптимізація структури об'єкта управління».

Особистий внесок здобувача. Всі наукові результати, наведені в дисертації, отримані автором самостійно. У наведених публікаціях здобувачем зроблено наступне: в [1] – запропоновано метод визначення маси пароводяної суміші у водо-водяному енергетичному реакторі; в [2, 3, 9] – запропоновано вдосконалену автоматизовану систему управління зміною потужності енергоблоку з ВВЕР-1000, яка працює за компромісно-комбінованою програмою регулювання потужності впродовж доби й передбачає утримання значення аксіального офсету постійним; в [4, 5, 13] – запропоновано автоматизовану систему управління потужністю ЯЕУ з ВВЕР-1000, основу на підході об'єктно-орієнтованого аналізу, який дозволить знайти оптимальне рішення з перемикання статичних програм регулювання потужності; в [6, 7, 12] – запропоновано цільову функцію оптимізації, яка дозволить знайти статичну програму регулювання, оптимальну на заданому рівні потужності ЯЕУ; в [8, 14] – запропоновано оптимальний режим експлуатації ЯЕУ з ВВЕР-1000 при перемиканні статичних програм регулювання потужності в діапазоні 80 – 100 %; в [10] – проведено аналіз стосовно впливу зміни потужності ЯЕУ з ВВЕР-1000 на властивості ядерного палива; в [11] – досліджено ефективність роботи ЯЕУ з ВВЕР-1000 на різних рівнях потужності та за різними статичними програмами регулювання потужності; в [15] – наведено основні результати дослідження.

Апробація результатів дисертації. Основні положення й результати дисертаційного дослідження доповідалися, обговорювалися й одержали схвалення на: VII Міжнародній науково-практичній конференції «Інформаційні технології і автоматизація – 2014» (Одеса, 2014), Міжнародній

науково-технічній конференції «Сучасні методи, інформаційне, програмне й технічне забезпечення систем управління організаційно-технічними й технологічними комплексами» (Київ, 2014), I Всеукраїнській науково-технічній конференції «Автоматизація, контроль та управління: пошук ідей та рішень (АКУ–2015)» (Красноармійськ, 2015), XXII Міжнародній конференції з автоматичного управління «Автоматика 2015» (Одеса, 2015), III Міжнародній науково-практичній конференції молодих вчених, аспірантів та студентів (АКІТ–2016) «Автоматизація та комп'ютерно-інтегровані технології – 2016» (Київ, 2016), IX Міжнародній науково-практичній конференції «Інформаційні технології і автоматизація – 2016» (Одеса, 2016), XXIV Щорічній науковій конференції інституту ядерних досліджень НАН України (Київ, 2017).

Публікації. Результати наукових досліджень опубліковані в 15 друкованих працях, з них 8 – у спеціалізованих наукових виданнях (2 публікації – у міжнародній наукометричній базі SCOPUS), 7 тез доповідей міжнародних, національних, регіональних конференцій, 1 патент України на винахід, 1 патент Росії на винахід.

Структура й обсяг дисертації. Дисертація складається з анотації, вступу, 4 розділів, висновків, списку використаних джерел з 97 найменувань й 2 додатків. Загальний обсяг роботи становить 161 сторінку. До роботи також входять 32 рисунка й 21 таблиця.

РОЗДІЛ 1

АНАЛІЗ КОНКУРЕНТОСПРОМОЖНОСТІ ЯЕУ В ОБ'ЄДНАНІЙ ЕНЕРГОСИСТЕМІ УКРАЇНИ

В даному розділі проведено аналіз експлуатації українських АЕС з метою виявлення чинників та підходів, які впливають на можливість зміни умов відпуску енергетичної продукції в об'єднану енергосистему країни.

1.1 Генеруючі потужності в об'єднаній енергосистемі України

В Україні сьогодні знаходиться в експлуатації 13 ГЕС (табл.1), 3 ГАЕС (табл. 2), 4 АЕС (табл. 3), 15 ТЕС (табл. 4). Нижче наведено інформацію щодо найбільших ГЕС країни [1, 2].

Київська ГЕС – гідроелектростанція, яка є першим ступенем вищої частини каскаду гідроелектростанцій на річці Дніпро. Утворює Київське водосховище. Розташована у місті Вишгороді. Роки введення першого та останнього гідроагрегатів: 1964–1968. Середнє річне виробництво – 683 млн. кВт·год. Розрахований напір – 12 м. Потужність гідроагрегатів: 11*22, 9*18,5 МВт. Довжина греблі – 288 м. ЛЕП – 110 кВ.

Канівська ГЕС – другий ступінь верхньої частини каскаду гідроелектростанцій на р. Дніпро. Роки введення першого та останнього гідроагрегатів: 1972–1975. Середнє річне виробництво – 972 млн. кВт·год. Розрахований напір: 7,4 – 11 м. Потужність гідроагрегатів: 24*18,5 МВт. Довжина греблі – 10500 м. ЛЕП – 110 кВ.

Кременчуцька ГЕС – гідроелектростанція на Дніпрі у місті Світловодськ. Вона є третім ступенем каскаду гідроелектростанцій на річці Дніпро. Дамба, на якій розташована ГЕС, утворює найбільше водосховище

на Дніпрі – Кременчуцьке. Роки введення першого та останнього гідроагрегатів: 1959–1960. Середнє річне виробництво – 1506 млн. кВт·год. Розрахований напір – 14,2 м. Потужність гідроагрегатів – 12*52,7 МВт. Довжина греблі – 10500 м. ЛЕП: 154 кВ та 330 кВ.

Дніпровська ГЕС – п'ятий ступінь нижчої частини каскаду гідроелектростанцій на р. Дніпро. Розташована у Дніпровському районі міста Запоріжжя. Утворює найстаріше на Дніпрі Дніпровське водосховище. Роки введення першого та останнього гідроагрегатів: 1-ша черга 1932–1939, 2-га черга 1974–1981. Середнє річне виробництво – 4008 млн. кВт·год. Потужність гідроагрегатів: 9*73,6; 1*2,6; 2*107; 6*115 МВт. Висота греблі – 60 м. Довжина греблі: 216, 760, 251 м. ЛЕП: 154 кВ та 330 кВ (правий берег) та 154 кВ (лівий берег).

Дністровська ГЕС – одна з гідроелектростанцій на Дністрі. Роки введення першого та останнього гідроагрегатів: 1981–1983. Середнє річне виробництво – 865 млн. кВт·год. Потужність гідроагрегатів – 6*117 МВт. Висота греблі – 100 м. Довжина греблі – 1082 м. ЛЕП: 330/110 кВт.

Таблиця 1.1 – Діючі ГЕС та ГАЕС України

Назва ГЕС	Кількість енергоблоків	Сумарна потужність, МВт
Київська	6	388,8
Київська ГАЕС	6	235,5
Канівська	24	444
Кременчуцька	12	692
Середньодніпровська	8	352
Дніпровська	18	1569
Каховська	6	351
Дністровська	6	702
Дністровська – 2	3	40,8
Дністровська ГАЕС	3	972
Ташлицька ГАЕС	6	302т/433н
Олександрівська	2	11,5
Сухорабівська	3	0,3
Теребле-Ріцька ГЕС	3	27
Шишацька ГЕС	1	0,525

Таблиця 1.2 – Діючі АЕС України

Назва АЕС	Кількість енергоблоків	Сумарна потужність, МВт
Запорізька	6	6000
Південноукраїнська	3	3000
Хмельницька	2	2000
Рівненська	4	2880

Детальніше розглянемо найпотужніші українські ТЕС [3].

Вуглегірська ТЕС розташована в місті Світлодарськ Донецької області. Роки введення в експлуатацію: 1973–1977. Кількість енергоблоків – 7. Проектне паливо: вугілля калорійністю 5000 ккал/кг для енергоблоків 300 МВт; газ для енергоблоків 800 МВт. Частка використання природного газу у структурі палива в 2007 році енергоблоками 300 МВт – 1,98 %.

Бурштинська теплова електростанція розташована біля міста Бурштин Івано-Франківської області на перетині ліній електропередач, що з'єднують Україну з Угорщиною, Румунією, Словаччиною. Введення в експлуатацію: 1969 р. Вид палива: вугілля (основне паливо), газ, мазут. Кількість енергоблоків – 12x24 МВт. Встановлена теплова потужність – 177,8 Гкал/год.

Криворізька ТЕС – найбільша електростанція у Дніпропетровській області, яка розташована за 2 км. від міста Зеленодольськ. Введена в експлуатацію в 1965 р. Вид палива: вугілля (основне паливо), газ, мазут. Кількість енергоблоків – 10. Встановлена електрична потужність – 2820 МВт. Проектна потужність – 2400 МВт.

За даними 2016 року сумарне вироблення електроенергії від АЕС склало 80,95 млрд. кВт·год, ТЕС та ТЕЦ виробили 49 млрд. 902,3 млн. кВт·год та 6 млрд. 709,3 млн. кВт·год, відповідно, ГЕС та ГАЕС – 6 млрд. 576,8 млн. кВт·год.

Частка АЕС в структурі виробництва електроенергії склала 52,3 %, ТЕС і ТЕЦ – 36,6 %, ГЕС і ГАЕС – 5,9 %, комунальних ТЕЦ і блок-станцій – 4,2 %, альтернативних джерел – 1 %.

Таблиця 1.3 – Діючі ТЕС України

Назва ТЕС	Кількість енергоблоків	Сумарна потужність, МВт
Вуглегірська	3	3600
Запорізька	4	1250
Бурштинська	12	2400
Криворізька	10	2820
Зміївська	10	2200
Зміївська	10	2200
Старобешівська	13	2275
Трипільська	6	1800
Ладизинська	6	1800
Курахівська	9	1460
Зуївська	4	1270
Луганська	8	1360
Придніпровська	7	2400
Слов'янська	2	880
Добротвірська	5	600
Миронівська	1	115

Порівнюючи такі технічні характеристики електростанцій, як термін експлуатації, проектна та встановлена потужності, можна зробити висновок про те, що ТЕС та ГЕС України відпрацювали свій термін експлуатації та потребують модернізації обладнання та систем управління. Лише 3 ГАЕС в Україні покривають піки навантаження в регіоні, де вони розташовані. На українських АЕС є блоки, які ще не відпрацювали свого проектного терміну, крім цього, на АЕС щорічно проводяться планово-попереджувальні роботи. Отже, можна стверджувати про конкурентоспроможність АЕС серед інших видів електростанцій.

На сьогоднішній день немає загальноприйнятого поняття «конкурентоспроможність підприємства». У загальному випадку конкурентоспроможність – це здатність певного об'єкта або суб'єкта перевершити конкурентів в заданих умовах. Позиція, наприклад, М. Портера, професора Гарвардської школи бізнесу, фахівця в області економічної конкуренції, [4] щодо визначення конкурентоспроможності підприємства полягає в тому, що конкурентоспроможність обумовлюється, в першу чергу,

ефективністю і результативністю діяльності підприємства. З цього випливає, що чим ефективніше підприємство використовує наявні ресурси, тим вище його конкурентоспроможність.

Існує декілька підходів щодо оцінки конкурентоспроможності підприємства: факторний, маркетинговий, комплексний [5]. *Факторний підхід* виявляє і оцінює основні фактори успіху серед підприємств-конкурентів. До таких факторів можна віднести якість продукції, виробничі потужності, новітні технології, фінансові ресурси. *Маркетинговий підхід* залежить від частки ринку і ступеня задоволеності споживачів продукцією підприємства. *Комплексний підхід* оцінює конкурентоспроможність підприємства не тільки на поточний момент, а й з огляду на його потенціал. Таким чином, визначившись з критерієм, який вигідно відрізняє АЕС від інших видів електростанцій, можна буде провести аналіз конкурентоспроможності АЕС на основі факторного підходу.

Для цього розглянемо яке місце займає АЕС в добовому графіку навантаження енергосистеми.

Навантаження енергосистеми протягом доби змінюється в залежності від навантаження підключених в даний момент споживачів. Виникає досить складна задача найвигіднішого розподілу навантаження між електростанціями різного типу з урахуванням їх маневреності.

На рис. 1.1 наведено приклад добового графіка навантаження з ранковим і вечірнім максимумами [6]. Між ними видно денний провал споживаної потужності. За вертикальної осі відкладена у відносних одиницях активна потужність навантаження по відношенню до її максимального значення.

На графіку навантаження виділено три основні частини: базова, напівпікова й пікова.

Базова частина графіка передбачає вироблення мінімальної потужності. У цій частині графіка розташовані АЕС, регулювання потужності яких ускладнено з технологічних причин і з міркувань безпеки; ТЕЦ, електрична

потужність яких жорстко пов'язана з виробленням теплової потужності й тому не може змінюватися в широких межах; ГЕС за умови достатнього запасу води у водосховищі, особливо під час паводків, щоб уникнути скидання води крім гідроагрегатів. Сюди ж можна віднести ГЕС, пропуск води на яких стабільний через необхідні умови судноплавства й санітарні вимоги.

Напівпікове навантаження – частина графіка, яка слідує після базової. Напівпікове навантаження покривається за рахунок КЕС, які повинні більшу частину часу протягом доби працювати в стабільному режимі. Це пояснюється тим, що, з одного боку, вироблення електроенергії на КЕС не пов'язано з виробленням теплової енергії, а, з іншого боку, часті пуски й зупинки блоків неможливі. Пуск блоку КЕС може тривати кілька годин, що обумовлено необхідністю плавного прогріву металевих частин турбіни та генератора. На рис. 1.1 потужність КЕС різко змінюється двічі: о 7 годині й о 23 годині. Залучення потужних КЕС до регулювання потужності – вимушений захід, обумовлений великою часткою теплових станцій в сумарній потужності ОЕС. Також в напівпіковій частині працюють деякі ГЕС.

Пікове навантаження – верхня частина графіка, розташована на рівні максимальних потужностей. У покритті пікової частини навантаження беруть участь найбільш маневрені електростанції – ГЕС і ГАЕС. У нічному провалі графіка ГАЕС працює в насосному режимі, накопичуючи воду в верхньому напірному басейні. Під час максимумів навантаження ГАЕС працює в турбінному режимі, видаючи в енергосистему електроенергію, за рахунок накопиченого за ніч запасу води. Гідроагрегати можна розвантажувати до 100 %.

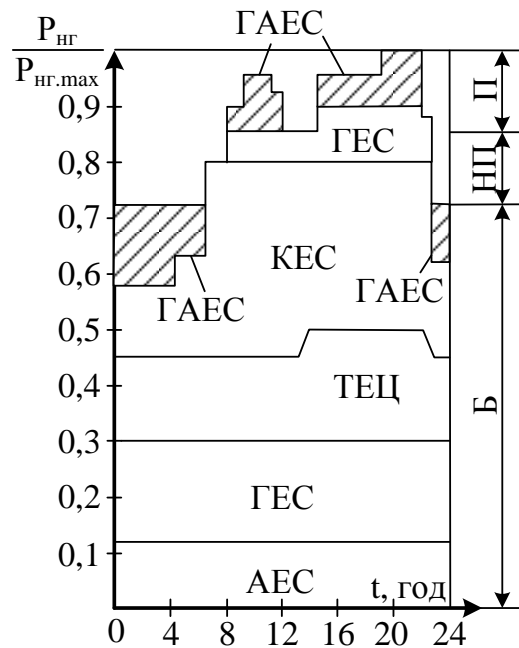


Рисунок 1.1 – Добовий графік навантаження енергосистеми

На виконання графіка електричного навантаження та якість частоти електроенергії впливають такі причини:

- ТЕС України виробили свій термін експлуатації, який становить 30 років;
- інтенсивний знос поверхонь нагріву котлів;
- великі й довгі витрати на ремонт обладнання не дозволяють стабільно працювати в напівпіковій частини графіка електричних навантажень;
- нестача коштів для модернізації обладнання ТЕС та на закупівлю палива;
- використання ГЕС і ГАЕС не тільки для покриття піків навантаження, але й для компенсації потужності в енергосистемі через те, що роботу деяких ТЕС зупинено.

Щоденні пуски й зупинки енергоблоків потужністю 160 – 800 МВт не завжди доцільні через несприятливі пускові характеристики обладнання та корпусу, спроектованого для базових режимів роботи. Зниження потужності на енергоблоках 300 МВт і більше на час до семи годин, яке відповідає нічному провалу електроспоживання, економічно вигідніше зупинок

енергоблоків на цей же час [7]. При систематичній участі ТЕС в регулюванні графіка навантаження змінюються техніко-економічні показники котлів. Зменшення кількості годин експлуатації енергоблоку призводить до значної зміни питомої витрати палива.

Особливістю ГЕС та ГАЕС є їх висока маневреність. Так, пуск гідроагрегатів з зупиненого положення в турбінному режимі з синхронізацією й повним набором потужності становить 1–2 хвилини, а при обертанні на холостому ході – 15–30 секунд. Зміна потужності гідроагрегату або його зупинка вимагають декілька секунд.

ГЕС та ГАЕС виконують основні завдання:

– покривають найбільш складну пікову й напівпікову частини графіка навантажень;

– виконують функції аварійного та навантажувального резервів енергосистеми.

Діючі АЕС України не експлуатуються в режимі добового регулювання. Маневрені характеристики реактора ВВЕР визначаються нейтронно-фізичними характеристиками а.з.: температурним коефіцієнтом реактивності, ефективністю борного регулювання, ефективністю ОР СУЗ, нестационарним отруєнням ксенону ^{135}Xe , розподілом енерговиділення за об'ємом а.з. реактора. При зміні потужності реактора виникають термічні напруги в твелах через різницю температур оболонки і паливної таблетки, які можуть викликати їх деформацію й розгерметизацію. Тому на АЕС, яка працює в змінному режимі, необхідно мати спеціальні твели, що витримують істотно більші цикли навантаження. Інша проблема відсутності маневрених режимів на АЕС – подолання нестационарного отруєння реактора ^{135}Xe , яке змушує використовувати паливо підвищеного збагачення, щоб мати значний запас реактивності протягом більшої частини кампанії реактора. При змінних режимах роботи енергоблоку необхідно також враховувати допустимі швидкості прогріву товстостінного металу обладнання та його циклічну втому.

АЕС, виробляючи електроенергію для покриття базового навантаження мережі, мають найнижчу собівартість (табл. 1.4) виробленої електроенергії тому, що вона визначається витратами на будівництво станції, а не паливними витратами, на відміну від ТЕЦ. Крім цього, паливний цикл на АЕС становить 4 роки експлуатації.

Таблиця 1.4 – Собівартість електроенергії

Тип електростанції	грн/кВт·год
АЕС	0,47
ТЕС	1,323
Сонячна ЕС	0,97
ТЕЦ	1,62
ГЕС	0,59

Згідно з регламентом швидкість зниження потужності ВВЕР-1000 з 100% до 80 % дорівнює 1 % за 6 хв., а швидкість підвищення потужності з 80 % до 100 % становить 1 % в хвилину.

З табл. 1.5, де наведені маневрені властивості різних типів електростанцій, видно, що технічний мінімум навантаження АЕС дорівнює 85 %, а ТЕС – 70 % [8].

Таблиця 1.5 Характеристика маневрених якостей різних типів електростанцій

Тип електростанції	Технічний мінімум навантаження, %	Діапаон регулювання, %	Час набору повної потужності, хв	
			Після зупинки	З гарячого стану
АЕС	85–90	10–15	390–660	60
Потужні ТЕС	70–80	20–30	90–180	20–50
ГТУ	0	100	15–30	0,5
ГЕС	0	100	1–2	0,25–0,5
ГАЕС	0	200	1–2	0,25–0,5

Можливість більш глибокого розвантаження ВВЕР-1000 була досягнута в наступних роботах [9, 10]. Авторам вдалося в режимі добового

навантаження енергосистеми знизити потужність ЯЕУ з ВВЕР-1000 до 80 % й при цьому досягти стабільного аксіального офсету. Це було досягнуто після створення нових додаткових контурів управління, один з яких підтримує регламентну зміну потужності реактора за рахунок регулювання концентрації борної кислоти в теплоносії, другий підтримує необхідне значення аксіального офсету шляхом зміни положення стрижнів системи управління й захисту, а третій – температурний режим теплоносія за рахунок регулювання положення головних клапанів турбогенератора в ручному [11] і в автоматичному режимі [12].

У даній дисертаційній роботі пропонується експлуатувати ЯЕУ з ВВЕР-1000, перемикаючи існуючі статичні програми регулювання потужності в залежності від внутрішніх і зовнішніх збурень енергоблоку, як один з можливих показників, що визначають конкурентоспроможність АЕС.

З одного боку, змінювати потужність АЕС, слідуючи за добовим графіком навантаження енергосистеми, не вигідно для енергогенеруючих компаній з фінансової точки зору, тому що зменшиться загальне вироблення енергії.

З іншого боку, на АЕС України проводились виробничі експерименти по розвантаженню блоку до 75 % і розгону до 100 % потужності. У 2006 р. на енергоблоці № 2 Хмельницької АЕС було успішно проведено 10 таких циклів. Результати, загалом, були позитивні, але через випадки з розгерметизацією ядерного палива Держатомрегулювання заборонило подальше впровадження режиму маневрування. Підготовка наступного етапу випробувань в щоденному режимі тривала 8 років. Лише в 2015 р. розроблено відповідне концептуальне технічне рішення й успішно проведено 21 цикл добового регулювання потужності. Поки для відпрацювання режиму було встановлено блоки № 2 Хмельницької АЕС та № 4 Рівненської АЕС. Це два нові ядерні енергоблоки в Україні, які введені в експлуатацію в 2004 р. Фахівці компанії «ЕНЕРГОАТОМ», спільно з постачальниками палива, прийшли до висновку, що для реакторів типу ВВЕР-1000 безпечною межею

буде 200 циклів добового регулювання (на 25 % потужності) з 300 можливих під час однієї паливної кампанії [13].

Таким чином, якби АЕС з ВВЕР мали можливість не тільки слідувати за частковою зміною навантаження в енергосистемі, а й перемикати статичні програми регулювання потужності для ліквідації виникаючих збурень, то використання електроенергії, виробленої на ГЕС і ГАЕС в години пік, стало б недоцільним через її високу собівартість.

Маневрені можливості АЕС визначаються її динамічними режимами роботи, які будуть розглянуті нижче.

1.2 Динамічні режими роботи АЕС

У загальному вигляді всі режими експлуатації можуть бути розділені на дві групи: нормальної експлуатації та аварійні. У даній роботі будуть розглянуті режими нормальної експлуатації [14].

Вироблення певної кількості електроенергії – це основна технологічна задача енергоблоку АЕС. Фізичні процеси, які відбуваються в складових елементах блоку, істотно впливають один на одного. Так, наприклад, зміна умов теплообміну в парогенераторі призведе до зміни середньої температури теплоносія в першому контурі, що, в свою чергу, вивільнить реактивність реактора, і змінить його потужність. Однак, ці зміни відбуваються не миттєво. Динаміка виникає в результаті теплоємності матеріалів а.з., обладнання, теплоносія і транспортного запізнення в першому контурі.

Один і той же кінцевий результат – вироблення певної кількості електричної енергії – може бути отриманий при різних поєднаннях внутрішніх технологічних параметрів: тиск пари перед стопорними клапанами турбіни, середня температура теплоносія в першому контурі. Саме тому принципово можливе застосування різних програм регулювання

енергоблоку – закономірності зміни стаціонарних значень внутрішніх технологічних параметрів від потужності турбіни [6].

Режими нормальної експлуатації включають в себе як стаціонарні (усталені), так і нестаціонарні (динамічні) режими.

Стаціонарними називають режими, в яких параметри установки зберігають постійне значення:

$$\alpha_1 = \text{const}; \alpha_2 = \text{const}; \dots; \alpha_n = \text{const},$$

де n – повне число характеристичних параметрів.

Нестаціонарними називають режими, в яких параметри установки змінюються:

$$\alpha_1 = f_1(t); \alpha_2 = f_2(t); \dots; \alpha_m = f_m(t),$$

де m – число змінних параметрів у даному динамічному режимі ($m \leq n$);

t – час.

Основними експлуатаційними режимами для АЕС є усталені режими. Динамічні режими в стаціонарних ЯЕУ обумовлені досить рідкісними пусками, відключеннями, змінами рівня потужності, а також можливими аварійними станами. В даний час АЕС, в основному, працюють в базовому режимі, коли заданий рівень потужності блоку залишається незмінним протягом тривалого часу. Однак з питомим зростанням потужностей на АЕС в загальному енергетичному балансі країни виникає необхідність в змінному режимі (режимі регулювання), коли зміна значення потужності слідує за добовим графіком електричних навантажень.

Тому, саме динамічні режими роботи ЯЕУ представляють інтерес для дисертаційного дослідження й будуть розглянуті нижче.

Збурення, які можуть виникнути і вплинути на роботу системи, представлені нижче.

Внутрішні збурення:

- корозійні відкладення на поверхнях теплообміну ПВТ, ПНТ, ПГ;
- вигоряння палива в реакторі;
- засмічення поверхонь теплообміну в парогенераторах;

– аварійне відключення різних насосів.

До зовнішніх збурень можна віднести:

– зміна частоти в енергосистемі;

– зміна температури охолоджуючої води в конденсаторах турбін.

Збурення, які виникають під час експлуатації ЯЕУ, впливають безпосередньо на обладнання та показники технологічних параметрів.

Визначити вид програми, яку потрібно включити, щоб перейти до планового стаціонарного стану в залежності від внутрішніх і зовнішніх збурень, які впливають на систему, є одним із завдань даного дослідження.

Тому, далі будуть розглянуті критерії, що визначають надійність і безпеку ядерного палива, визначившись з якими, буде вирішена задача оптимізації.

1.3 Аналіз показників ефективності й безпеки експлуатації АЕС

З появою нових конструкцій палива й активної зони, прийняття підвищених експлуатаційних характеристик реактора, їх аналіз та впровадження викликають побоювання з приводу існуючих критеріїв безпеки палива, які не можуть залишатися адекватними в таких умовах (наприклад, більш висока глибина вигорання). Тому представниками країн, що входять в Агентство з ядерної енергії, було переглянуто критерії безпеки палива [15]. В результаті цієї переоцінки, робоча група продовжує розглядати поточну систему критеріїв безпеки палива. Проте, числові значення в окремих умовах безпеки можуть змінюватися відповідно до певного типу палива й конструктивних особливостей а.з. Деякі конкретні критерії та відповідні значення змінені й скориговані на основі аналізу та нових експериментальних даних.

До критеріїв безпеки палива відносять:

- критичний тепловий потік;
- коефіцієнт реактивності;
- критичний стан реактора;
- збагачення палива;
- оксиди оболонки;
- деформуюча сила;
- окислення й гідрування;
- внутрішній тиск газу в твелі;
- теплові механічні навантаження на оболонку паливної таблетки;
- корозійне розтріскування під напругою;
- плавлення палива;
- відмова оболонки;
- фрагментація палива;
- крихкість оболонки (при/не при LOCA);
- продувні/сейсмічні / транспортні навантаження;
- фреттинг знос та корозія;
- глибина вигоряння палива.

Критеріїв палива досить багато, й усі вони розглянуті бути не можуть, отже, нижче наведено детальний опис тих критеріїв, які становлять найбільший інтерес для дослідження.

1.3.1 Критичний тепловий потік

Критичний тепловий потік (КТП) або криза кипіння визначає граничний тепловий потік в реакторі, при якому відбувається зміна фази теплоносія при нагріванні. В реакторах типу ВВЕР, КТП починається, коли кількість бульбашок в прикордонному шарі твелів настільки велика при

бульбашковому кипінні, що дотичні бульбашки зливаються й утворюють парову плівку на його поверхні. Тепло через парову плівку передається гірше, ніж просто від рідини, й виникнення КТП супроводжується значним збільшенням температури поверхні оболонки. В таких умовах може відбутися швидке окислення (або навіть плавлення) оболонки. Це може привести до її руйнування.

1.3.2 Критичний стан реактора

Знаходження реактора в підкритичному стані повинно забезпечуватись достатньою негативною реактивністю в залежності від положення керуючих стрижнів і/або достатньою концентрацією борної кислоти в теплоносії першого контуру.

Для регулюючих стрижнів, вимога «підкритичності» називається запасом по критиці, який визначається як запас до критичності ($k_{\text{эф}}=1$) в ситуації, коли всі регулюючі стрижні введені в а.з., але без стрижня з найбільшим поглинанням. Запас по критиці повинен бути достатнім для досягнення а.з. робочої температури при нульовій потужності. Значення межі технічної характеристики для запасу по критиці зазвичай знаходиться в інтервалі 0,3 – 0,5 % $\Delta k/k$, в основному через невизначеність в розрахунку $k_{\text{эф}}$ і виробничих допусків регулюючих стрижнів. Це обмеження перевіряється на початку паливної кампанії. Проектні межі запасу по критиці складають, як правило, 1 % $\Delta k/k$ або вище, для захисту від непередбачених систематичних помилок при розрахунку значення $k_{\text{эф}}$.

1.3.3 Деформуюча сила, напруга, втома

Проектні межі для деформуючої сили оболонки складають близько 0,2 % вироблення або міцності на розтяг при робочій температурі.

Для напруги існує декілька різних, але тісно пов'язаних меж. Використовується декілька форм критерію «1 % напруги».

Перший критерій «1 % напруги» застосовується для довгострокової напруги, яка з'являється після зменшення розриву за рахунок зовнішнього надлишкового тиску. Процес включає в себе теплове розширення, але в ньому переважає процес набухання. Існує два різних значення: 1 % напруга, яке відноситься тільки до тангенціальної напруги, та 2,5 % напруга, яка відноситься до комбінованої тангенціальної й аксіальної (осьової) напруги, так званої, еквівалентної напруги, яка є додатковим вектором від тангенціального й аксіального напрямків. 1 % тангенціальна й 2,5 % еквівалентна напруги приблизно рівні з точки зору навантаження оболонки.

1.3.4 Окислення і гідрування

Окислення й гідрування за нормальних умов експлуатації реактора безпосередньо впливають на продуктивність палива не тільки під час нормальної роботи, а й під час перехідних режимів та нещасних випадків.

Корозійне облицювання або окислення погіршує властивості матеріалу, найбільш важливу ефективну передачу тепла від облицювання до охолоджувальної рідини з подальшим підвищенням температури палива і, отже, накопиченням енергії палива. Поглинання водню оболонкою й подальше утворення гідридів можуть привести до її крихкості.

1.3.5 Внутрішній тиск газу в твелі

Розподіл виходу газу й в результаті внутрішній тиск твелів є важливим аспектом поведінки палива. Традиційно це було обмежуючим фактором у визначенні тепломеханічної межі.

Вихід поділу газу залежить від:

- паливної мікроструктури й хімії;
- її розвитку в часі;
- температури палива, яка сильно залежить від потужності й вигорання.

При високій глибині вигорання (вище ніж 40 – 60 ГВт/т) вихід поділу газу має тенденцію до швидкого збільшення. Збільшення випуску поділу газу може привести до високого внутрішнього тиску твелів, а також може призвести до погіршення теплопровідності газу в камері статичного тиску в вільних обсягах твелів і, що більш важливо, до теплообміну між паливною таблеткою та оболонкою, в результаті отриманої модифікації розміру зазору. Газоподібні продукти поділу зменшують теплопровідність газоподібного гелію в зазорі, який збільшує температуру палива; коли зазор закритий, цей ефект стає менш значним. Це викликає механізм зворотного зв'язку, оскільки підвищення температури палива підсилює вивільнення поділу газу. У зв'язку зі згаданим вище механізмом теплового зворотного зв'язку й чутливості до змін рівня потужності стрижня, вихід ділення газу в різних стрижнях може бути досить нерегулярним.

1.3.6 Теплові механічні навантаження на оболонку паливної таблетки

Тепловий механічний вплив на оболонку паливної таблетки вказує на стрес та напруження на оболонці від розширення самої таблетки, особливо

під час перехідного процесу. Розширення паливної таблетки призводить, головним чином, до теплового розширення й газоподібного набухання, і, якщо напруга є досить великою, це може привести до пошкодження оболонки.

1.3.7 Глибина вигорання палива

Ліцензовані межі вигорання залежать від виду палива та постачальника палива. Вони можуть називатися «піковим», стрижневим або середнім рівнем вигорання.

Приклади ліцензійних меж вигорання полягають в наступному:

- максимальне значення середнього вигорання становить 62 МВт·доба/кг для деяких видів палива в Сполучених Штатах Америки;
- у Франції загальна границя для максимально напруженої ТВЗ середнього вигорання – 52 МВт·доба/кг для UO_2 і МОКС-палива. МОКС-паливо раніше обмежувалося 47 МВт·доба/кг;
- в Фінляндії обмеження середньої глибини вигорання становить 57 МВт·доба/кг для палива, в максимально напруженій збірці ВВЕР та 50 МВт·доба/кг для палива, використовуваного в киплячих реакторах;
- в Японії обмеження середнього значення вигорання в максимально напруженій збірці становить 55 МВт·доба/кг для UO_2 в киплячих реакторах та ВВЕР, 45 МВт·доба/кг в реакторах ВВЕР, які працюють на МОКС-паливі та 40 МВт·доба/кг в киплячих реакторах, що працюють на МОКС-паливі;
- в Німеччині границя середнього вигорання в максимально напруженій збірці – 65 МВт·доба/кг для реакторів ВВЕР та 53 МВт·доба/кг для киплячих реакторів;
- в Швейцарії обмеження середньої глибини вигорання від 50 до 70 МВт·доба/кг в максимально напруженій збірці.

1.3.8 Аксіальний офсет

Коли відбувається істотне нарощування продуктів корозії у верхній частині активної зони ВВЕР, особливо в напружених збірках, темпи ділення палива зменшуються у зв'язку з вмістом бору (LiBO_2 , Ni_2FeBO_5), який вбирається в шари корозії. В результаті, розподіл потужності зміщується в бік нижньої частини активної зони, викликаючи зменшення підкритичності та збільшення локального піку. Під час роботи установки спостерігається аномальний розподіл потужності, а явище отримало назву аномалія аксіального офсету.

1.3.9 Критерії цільової функції

Розглянувши параметри, які безпосередньо впливають на роботу всієї системи прийнято рішення про оперування трьома параметрами: пошкодження паливної оболонки ω , глибиною вигорання палива B й аксіальним офсетом AO , тому що вигорання палива визначає загальне енерговироблення, чим більше значення вигорання, тим більше енергії вироблено на АЕС. Паливна матриця являє собою перший бар'єр безпеки з непотрапляння радіоактивних матеріалів у навколишнє середовище, а паливна оболонка – це другий бар'єр безпеки. Міцність та термічна взаємодія паливної матриці й оболонки визначає можливість її руйнування, тому пошкодження паливної оболонки можна розглянути як критерій безпеки, який забезпечує невихід радіоактивних продуктів в теплоносії. Стабільний аксіальний офсет визначає неможливість виникнення ксенонових коливань, тобто внутрішньо властивих збурень а.з., які забезпечують зміну

нейтронного потоку по висоті а.з., що призводить до перерозподілу поля енерговиділення по висоті а.з.

Обравши критерії для оптимізації, розглянемо методи оптимізації енергетичних систем.

1.4 Методи оптимізації енергетичних систем

Завданням оптимізації займаються в різних галузях промисловості та інтернет-технологій. Так, наприклад, при проектуванні й управлінні хіміко-технологічними процесами, для підвищення продуктивності праці, в електромеханіці, в фінансово-економічній сфері, в автоматизації виробництва та ін. Оптимізація енергетичних систем також не є винятком. Нижче наведено ряд оптимізаційних задач в енергетичній сфері:

– оптимізація енергозберігаючої системи, яка полягає в варіації структури й параметрів з метою мінімізації капітальних та експлуатаційних витрат при відповідних технічних й ресурсних обмеженнях, забезпечення захисту навколишнього середовища, доступність матеріалів і створення умов експлуатаційної надійності й невисокої вартості ремонту на основі експертного аналізу й топологічних побудов [16];

– оптимізація енергосистеми, яка полягає в підвищенні надійності та ефективності функціонування енергетичних систем, зменшення втрат електроенергії, виконувалася методом нейромережових технологій [17];

– оптимізація схемних рішень, яка дозволяє максимально точно враховувати графіки зміни навантажень споживача. Мінімізація цільової функції, коефіцієнти якої визначаються обраним критерієм оптимізації (вартість, споживання первинних енергоресурсів, екологія), забезпечується в ітераційному процесі з використанням чисельної процедури – симплекс-методу зі штучним базисом [18];

- оптимізація узагальнення моделі з одним енергоджерелом на кілька автономних джерел методом лінійного програмування [19];
- оптимізація нормальних режимів ліній електропередачі [20].

Серед існуючих методів оптимізації запропоновано розглянути лінійне програмування, динамічне програмування та цільове програмування. У загальному випадку це можуть бути як задачі однокритеріальної оптимізації, так і задачі багатокритеріальної оптимізації. Далі буде детальніше розглянуто суть кожного методу та його застосування для вирішення поставленого завдання.

Ідея дослідження полягає в наступному: досягти найменшого значення параметра пошкодження паливної оболонки, а також максимального значення глибини вигорання палива та стабільного аксіального офсету при добовому маневруванні потужністю ЯЕУ з ВВЕР-1000, використовуючи різні програми регулювання потужності або їх вибір.

1.4.1 Лінійне програмування

Відомо [21], що лінійне програмування являє собою математичний апарат, розроблений для вирішення оптимальних задач з лінійними виразами для критерію оптимальності та лінійними обмеженнями на область зміни змінних. Такі завдання зазвичай зустрічаються при вирішенні питань оптимального планування виробництва з обмеженою кількістю ресурсів, при визначенні оптимального плану перевезень (транспортні завдання). Для вирішення великого кола завдань лінійного програмування є практично універсальний алгоритм – симплексний метод, що дозволяє за кінцеве число ітерацій знаходити оптимальне рішення переважної більшості завдань. Тип використовуваних обмежень (рівності або нерівності) не позначається на

можливості застосування зазначеного алгоритму. Додаткової перевірки на оптимальність для одержуваних рішень не потрібні.

Лінійне програмування вирішує завдання мінімізації або максимізації лінійних функцій на множинах, що задаються системами лінійних рівностей і нерівностей. У загальному вигляді задача лінійного програмування записується так:

$$f(x) = c_1x_1 + c_2x_2 + \dots + c_nx_n$$

при обмеженнях:

$$a_{11}x_{11} + \dots + a_{1n}x_n \leq b_1,$$

$$a_{m1}x_1 + \dots + a_{mn}x_n \leq b_m.$$

Даний метод застосовується тільки для безперервних систем.

Вже згадане завдання відноситься до класу дискретних систем тому, що перемикання програм регулювання імовірно буде здійснюється тільки в момент 80 % потужності ЯЕУ. На шляху зниження або підвищення потужності програми регулювання не перемикаються. Отже, метод лінійного програмування не може бути застосовний до вирішення поставленої задачі:

$$\begin{cases} B_{up}^i + B_{down}^i \leq 57 \\ (1 - \omega)_{up}^i + (1 - \omega)_{down}^i \leq 6,02 \cdot 10^{-7} \\ INTEGR(AO)_{up}^i + INTEGR(AO)_{down}^i \leq \pm 5\% \end{cases},$$

де 57 МВт·доба/кг – граничне значення вигорання палива у верхній та нижній половині а.з. реактора;

$6,02 \cdot 10^{-7}$ – граничне значення, при якому паливна оболонка не пошкодиться;

$\pm 5\%$ – граничне значення стабільного аксіального офсету.

1.4.2 Динамічне програмування

Динамічне програмування – спосіб вирішення складних завдань шляхом розбиття їх на більш прості підзадачі [22]. Часто багато з цих підзадач однакові. Підхід динамічного програмування полягає в тому, щоб вирішити кожен підзадачу тільки один раз, скориставшись тою самою кількістю обчислень. Це особливо корисно у випадках, коли число повторюваних підзадач експоненціально велике.

Завдання ж, що розглядається в дисертаційній роботі, віддалено нагадує класичну транспортну задачу. Але в такому завданні кожне чергове рішення залежить від попереднього рішення. У нашому випадку рішення на кожному етапі не залежить від рішення на попередньому. Рішення про зниження/підвищення потужності ЯЕУ за певною програмою регулювання не залежить від попередніх рішень.

Слід зазначити, що в динамічному програмуванні сума локальних оптимальних рішень не обов'язково призводить до глобального оптимального рішення [23]. У розглянутій задачі, глобальний оптимум буде відповідати сумі локальних оптимумів, і тому можна використовувати більш прості методи оптимізації, наприклад, метод цільового програмування.

1.4.3 Цільове програмування

Цільове програмування – це один з методів багатокритеріальної оптимізації (БКО), в теорії якої вирішуються завдання прийняття рішень одночасно за кількома критеріями [24]. Завдання БКО ставиться таким чином: потрібно знайти числа x_1, x_2, \dots, x_n , які задовільняють системі обмежень

$$g_i(x_1, x_2, \dots, x_n) \leq b_i, \quad i = 1, 2, \dots, m, \quad (1.1)$$

для яких функції

$$z_k = f_k(x_1, x_2, \dots, x_n), \quad k = 1, 2, \dots, K, \quad (1.2)$$

досягають максимального значення.

Велика кількість точок $X = (x_1, x_2, \dots, x_n)$, які задовільняють системі (1.1), утворює допустиму область $D \subset R^n$. елементи множини D називаються допустимими рішеннями або альтернативами, а числові функції f_k , $k = 1, 2, \dots, K$ – цільовими функціями, або критеріями, заданими на множині D . У формулюванні завдання (1.1) – (1.2) присутні K цільових функцій. Ці функції відображають множину $D \subset R^n$ в множину $F \subset R^K$, яка називається множиною досяжності.

Назва цього методу пов'язана з тим, що особа, яка приймає рішення задає певні цілі $\bar{f}_1, \bar{f}_2, \dots, \bar{f}_K$ для кожного критерія. Задача БКО в цьому випадку перетворюється в задачу мінімізації суми відхилень з деяким показником p :

$$z = \left(\sum_{k=1}^K w_k |f_k(X) - \bar{f}_k|^p \right)^{\frac{1}{p}} \rightarrow \min, \quad \text{при } X \in D, \quad (1.3)$$

де w_k – деякі вагові коефіцієнти, що характеризують важливість того чи іншого критерію.

Задачу (1.3) можна конкретизувати в залежності від значень параметра p й заданих цілей. Зокрема, при $p = 2$ и $w_k = 1$ отримаємо задачу мінімізації суми квадратів відхилень:

$$z = \sqrt{\sum_{k=1}^K |f_k(X) - f_k^*|^2} \rightarrow \min \quad \text{при } X \in D,$$

в якій мінімізується евклідова відстань від множини досяжності F до «абсолютного максимуму» $f^* = (f_1^*, f_2^*, \dots, f_l^*)$ у просторі критеріїв. Тут $f_k^* = \max_{X \in D} f_k(X)$.

Ускладнення, зумовлені несумірністю величин $|f_k(X) - f_k^*|$, можна подолати за допомогою нормалізації критеріїв, розглядаючи наступну задачу оптимізації:

$$z = \sqrt{\sum_{k=1}^K \left(\frac{|f_k(X) - f_k^*|}{f_k^*} \right)^2} \rightarrow \min \text{ при } X \in D. \quad (1.4)$$

В результаті аналізу методів оптимізації оптимальним для вирішення даної задачі виявився метод цільового програмування.

Використовуючи математичний апарат даного методу оптимізації [25], складено цільову функцію, до якої входять такі критерії оптимізації: глибина вигорання палива, пошкодження оболонки твелу, аксіальний офсет:

$$J = \sqrt{\kappa_1 \cdot (B - 1)^2 + \kappa_2 \cdot \omega^2 + \kappa_3 \cdot \text{АО}^2},$$

де B , ω , АО – цілі кожного критерію, значення яких прагнуть до мінімуму, κ_1 , κ_2 , κ_3 – вагові коефіцієнти, $\kappa_1 = \kappa_2 = \kappa_3 = 1$.

Отже, в роботі буде застосовано метод багатокритеріальної оптимізації – цільове програмування, в зв'язку з тим, що він є відповідає задачі дисертаційного дослідження. Критерії цільової функції визначені, цілі кожного з критеріїв задані, мінімізація відстані від безлічі досяжності до «абсолютного максимуму» в просторі критеріїв дасть оптимальне рішення. На даному етапі розв'язку поставленої задачі вагові коефіцієнти кожного з критеріїв дорівнюють одиниці. В подальшому результати моделювання покажуть чи потрібно змінювати значення цих коефіцієнтів, чи ні.

1.5 Постановка завдання дисертаційного дослідження

Перевантаження ядерного палива на енергоблоці з ВВЕР здійснюється при повністю зупиненому ядерному реакторі й зазвичай поєднується з ремонтом обладнання. Основною метою перевантаження ядерного палива є

вирівнювання нейтронного потоку і максимальне вигорання палива. Розроблено багато алгоритмів перестановок ТВЗ, головним завданням яких є мінімізація впливу потоку нейтронів на корпус ректора. Для енергоблоків з ВВЕР перевантаження ядерного палива має дві важливі особливості:

- перевантаження палива пов'язано зі зміною геометрії активної зони ядерного реактора;
- перевантаження палива надає особливий вплив на залишкове тепловиділення в активній зоні ядерного реактора.

Перша особливість багато в чому визначає ядерну безпеку енергоблоків, а друга – вимагає організації складних технологічних систем охолодження через необхідність збереження в роботі тепломеханічного та електромеханічного обладнання, насосів, засобів і приладів контролю.

Перевантаження ядерного палива в ВВЕР може здійснюватися "сухим" методом, при якому відпрацьовані ТВЗ транспортуються до басейну витримки в захисному металевому контейнері у повітрі. Для перевантаження ядерного палива використовуються перевантажувальні машини. Тривалість перевантаження ядерного палива для ВВЕР становить 15–25 діб.

Безпосередньо перестановка ТВЗ здійснюється наступним чином: ТВЗ, які відпрацювали 1-ий рік паливної кампанії переміщують на місця ТВЗ 2-го року експлуатації. Останні переміщують на місце ТВЗ 3-го року експлуатації. ТВЗ, які провели в а.з. всю кампанію витягуються, а на їх місце ставлять ТВЗ 3-го року паливної кампанії. Встановлено, що, з одного боку, вигоріле паливо потрібно розміщувати подалі від периферії а.з., оскільки там на 4-ий рік кампанії утворюється багато плутонію, спектр нейтронів якого руйнує корпус а.з. Але, з іншого боку, свіже паливо розміщувати на периферії теж не рекомендується через те, що слабо вигоряє паливо.

Тому, розміщення ТВЗ так, щоб паливо мало максимальну глибину вигорання, але при цьому, щоб паливна оболонка не зруйнувалася, а реактор залишився в стійкому стані при добовому маневруванні потужністю, і є

завданням оптимізації. Для виконання цього завдання слід виконати такі дослідження.

1. Дослідити показники ефективності та безпеки експлуатації ВВЕР-1000 в перехідних режимах як об'єкта управління з врахуванням внутрішніх збурень та їх впливу на глибину вигорання ядерного палива, пошкодження оболонки твелів та аксіальний офсет для того, щоб скласти цільову функцію оптимізації, в якій задатися цілями кожного критерію.

2. Розробити імітаційну модель автоматизованої системи керування потужністю, яка заснована на перемиканні статичних програм регулювання, в основу якої буде покладено один з методів системного аналізу, який передбачає проведення інформаційного моделювання, моделювання станів об'єктів, з яких складається система, й моделювання переходів об'єктів з одного стану в інший для того, щоб дослідити процеси в АСУ ТП АЕС, побудувавши моделі об'єктів і станів різних ділянок обладнання.

3. Вдосконалити багатозонну математичну модель реактора типу ВВЕР-1000 як об'єкта управління, яка враховує розподіл ядер ^{235}U і ^{239}Pu так, щоб вона враховувала такі технологічні параметри: аксіальний офсет, глибину вигорання палива, параметр пошкодження паливної оболонки для того, щоб під час комп'ютерного моделювання отримати адекватні значення обраних параметрів в різних варіантах навантаження енергоблоку, а також дослідити, чи будуть відрізнятися значення цих параметрів в залежності від статичної програми регулювання потужності.

4. Обґрунтувати критерії та цільову функцію оптимізації процесу перемикання статичних програм регулювання потужності для того, щоб отримати оптимальне рішення за кількістю перемикань статичних програм протягом 4-х річної кампанії реактора і добовому маневрі потужності. Таким чином знайти оптимальну програму регулювання в залежності від збурень і поточного стану енергетичного обладнання.

1.6 Висновки до першого розділу

1. Розглянуто добовий графік навантаження енергосистеми, який складається з базового, напівпікового та пікового навантажень. Діапазон розвантаження ТЕС становить близько 30 %, а АЕС – близько 15 %. Збільшення даного показника для АЕС до 30 % створить передумови для конкуренції з ТЕС в напівпіковій частині графіка електричного навантаження. Збільшення можливостей конкуренції пов'язано з можливістю перемикання статичних програм регулювання потужності.

2. Розглянуто динамічні режими роботи ЯЕУ за умов нормальної експлуатації, а також можливі зовнішні та внутрішні збурення, які виникають при зміні потужності.

3. Детально розглянуто контрольовані параметри відповідно до критеріїв безпеки ядерного палива, серед безлічі яких були обрані глибина вигорання палива B , яка визначає загальне вироблення електричної енергії на АЕС, параметр пошкодження паливної оболонки ω , як критерій безпеки, який забезпечує невихід радіоактивних продуктів в теплоносій, та аксіальний офсет АО, який визначає неможливість виникнення ксенонових коливань й перерозподіл поля енерговиділення по висоті а.з.

4. Проведено аналіз методів оптимізації енергетичних систем, які експлуатуються в динамічному режимі роботи. Для подальшого дослідження обраний метод цільового програмування, як найбільш ефективний для мінімізації цільової функції оптимізації.

5. Проведено дослідження показників ефективності та безпеки експлуатації ЯЕУ з ВВЕР-1000 в перехідних режимах об'єкта керування з врахуванням внутрішніх збурень. Для подальшого аналізу можливості включення тої чи іншої статичної програми регулювання потужності потрібно розробити об'єктно-орієнтовану модель автоматизованої системи керування.

РОЗДІЛ 2

ОБ'ЄКТНО-ОРІЄНТОВАНИЙ АНАЛІЗ АСУ ТП АЕС

Даний розділ присвячено розробці об'єктно-орієнтованої моделі автоматизованої системи керування перемиканням статичних програм регулювання потужності.

2.1 Застосування теорії об'єктно-орієнтованого аналізу

В даний час широко застосовується проектування та реінженіринг автоматизованих систем з їх функціонуванням у вигляді бізнес процесів. Для подання та обробки бізнес процесів набули широкого поширення засоби діаграматики, що використовують графічні нотації мов UML, IDER, BPMN, DFD, ER-діаграм [26]. Мова UML – найбільш поширений інструмент. Однак кошти аналізу та контролю UML-діаграматики не вивчені до кінця, у зв'язку з чим допускається багато помилок, оперуючи ними.

Розроблено програмне забезпечення з застосуванням UML діаграм і мереж Петрі для системи управління локальним устаткуванням [27]. Існуючі раніше розроблені методологічні, технологічні та інструментальні рішення або не дозволяли виконати моделювання для сукупності діаграм і моделювати поведінку декількох об'єктів одного класу в системі одночасно, або використовували класичні мережі Петрі, що в сукупності не давало можливості виконати повне моделювання розроблюваної системи.

Розроблено та досліджено програмне забезпечення систем візуалізації морських тренажерних комплексів [28]. До складу будь-якого комп'ютерного тренажера входить система візуалізації, зображуючи навколишнє середовище, в рамках якої функціонує технічний засіб, який імітується.

Створення нових тренажерів тягне за собою необхідність розробки нових систем візуалізації, що є неефективним, оскільки вимагає серйозних витрат. У зв'язку з цим, виникає необхідність використання підходу до проектування систем візуалізації, заснованого на виділенні загальних елементів у складі системи візуалізації, тобто необхідність у створенні узагальненої системи візуалізації тренажера, використовуючи теорію ООА, що і було зроблено автором в [28].

У роботі «ООА і моделювання інформаційних процесів страхової діяльності» запропоновано теоретико-прикладний апарат для моделювання інформаційних процесів страхової діяльності та методики її об'єктно-орієнтованого аналізу на етапі ескізного проектування [29]. Це дозволило обґрунтувати доцільність застосування методів об'єктно-орієнтованого аналізу для моделювання інформаційних процесів страхової діяльності та розробити комплексну методику об'єктно-орієнтованого аналізу інформаційних процесів страхової діяльності, а також розширений SRC-метод для відображення результатів об'єктно-орієнтованого аналізу.

Розроблено системи моделювання та управління сталеплавильними процесами на основі об'єктно-орієнтованого підходу [30]. Особливість роботи полягає в застосуванні методів об'єктно-орієнтованого аналізу, спрямованого на створення моделей реальної дійсності на основі декомпозиції предметної області на класи та об'єкти, та об'єктно-орієнтованого проектування автоматизованих систем, спрямованого на адекватне та ефективне структурування досліджуваних складних систем на основі створених об'єктних моделей. Сталеплавильні процеси розглядаються як складні ієрархічні системи, які складаються з взаємозалежних підсистем, для адекватного моделювання та ефективного управління якими необхідно застосовувати об'єктно-орієнтовану методологію.

В [31] застосована об'єктно-орієнтована технологія для розробки систем підтримки та прийняття диспетчерських рішень в транспортуванні газу. При проектуванні комп'ютерних комплексів підтримки прийняття

диспетчерських рішень управління газотранспортними системами доцільно застосування об'єктно-орієнтованої технології, оскільки газотранспортні системи є складними розподіленими системами, що включають безліч взаємодіючих об'єктів з індивідуальними атрибутами і моделями поведінки.

Розроблений і реалізований інструментарій аспектно-орієнтованого програмування для академічної версії .NET [32]. У даній роботі йдеться про те, що в сучасному світі промислове виробництво програмного забезпечення досягло таких масштабів і такої складності, що з кожним днем все важче і дорожче обходяться його розробка, підтримка, налагодження, додавання нових функцій, документування, розширення й розвиток. Причому складність властива більшості сучасних програмних систем, й вона обумовлена чотирма основними причинами: складністю реальної предметної області, з якої виходить замовлення на розробку; складністю управління процесом розробки; необхідністю забезпечити достатню гнучкість програми; незадовільними способами опису поведінки великих дискретних систем. Як раніше, в 1980-х – 1990-х рр., на зміну процедурному підходу прийшло об'єктно-орієнтоване програмування (ООП), так і зараз на зміну об'єктно-орієнтованій концепції поступово приходять нові парадигми, серед яких – аспектно-орієнтоване програмування (АОП), яке розглядається в роботі. АОП є розвитком процедурного та об'єктно-орієнтованого програмування. Дана методологія покликана знизити час, вартість і складність розробки сучасного програмного забезпечення. Слід зазначити, що концепція АОП не замінює підхід ООП, а органічно доповнює його.

Також на основі об'єктно-орієнтованого аналізу розроблена система автоматизованої підтримки інформаційних рішень технологічних задач: на прикладі задачі розкрою матеріалу для дрібносерійного виробництва [33]. Виконано об'єктно-орієнтований аналіз технологічного процесу багатомініклатурного розкрою матеріалу при технологічній підготовці виробництва, результати якого стали основою перекладу технологічного процесу до автоматизованого варіанту; виділені класи ключових об'єктів та

їх атрибутів, встановлені їх взаємодії для технологічного процесу багатоміністерського розкреду; складений на основі об'єктно-орієнтованого аналізу набір моделей інформаційної системи для автоматизації технологічного процесу багатоміністерського розкреду матеріалу; реалізована і впроваджена на основі розробленої моделі САПР багатоміністерського розкреду матеріалу в середовищі Windows на принципах «сам собі програміст».

Автор роботи «Автоматизація технологічних процесів в розподілених системах диспетчерського управління на підприємствах нафтогазового комплексу» [34] за результатами аналізу методів логічної організації інформації та доступу до неї в базах даних диспетчерських пунктів АСУ ТП встановив, що найбільш ефективним є використання об'єктно-ієрархічної моделі даних. Такі БД, подібно ООБД, підтримують ієрархію класів, реалізують механізми успадкування, інкапсуляції даних. Введення незалежної ієрархії об'єктів, де кожен з елементів – специфічний екземпляр певного класу, дає змогу побачити результати аналізу предметної області й представити складну систему – автоматизоване виробництво – в канонічній формі. Також, зокрема, використання подібних БД усуває логічну невідповідність між інформаційною моделлю й безліччю понять предметної області. У дисертаційній роботі пропонується використовувати як існуючі шаблони аналізу і проектування загального призначення, так і спеціалізовані для систем реального часу. Це безліч типових рішень, а також методи рефакторинга програмного забезпечення становлять базовий набір правил формалізації вимог до системи і виявлення взаємозв'язків предметної області в термінах об'єктної моделі. Вперше в російській практиці розробки баз даних диспетчерських пунктів були адаптовані та застосовані методи аспектно-орієнтованого програмування для управління інформаційними потоками й забезпечення цілісності даних, що дозволило підвищити ефективність організації інформаційного та програмного забезпечення ДП АСУ ТП. По-друге, для виконання завдання комбінаторного синтезу

структури БД ДП АСУ ТП розроблені не тільки проектні варіанти сутностей БД, а й проектні варіанти операцій над даними; також були введені правила їх комбінування. По-третє, запропонований оригінальний евристичний алгоритм оптимізації початкової структури розподіленої системи, яка враховує вимоги щодо обов'язкового резервування каналів зв'язку.

Більш того, застосування об'єктно-орієнтованої методології для аналізу технології перевантаження ядерного палива й облік конструктивних особливостей перевантажувальної машини, яка експлуатується, дозволили сформулювати вимоги до проектування та експлуатації безпечної системи перевантаження ядерного палива з високим рівнем автоматизації, визначити шляхи їх практичної реалізації стосовно ВВЕР як найбільш поширеної в атомній енергетиці [35].

Таким чином, можна зробити висновок про те, що застосування ООА в різних сферах діяльності від систем управління сталеплавильними процесами до моделювання інформаційних процесів страхової діяльності, не тільки сучасно, доцільно, а й значно підвищує ефективність процесу проектування та якість створюваних систем.

Теорію, запропоновану такими видатними особистостями, як Г. Буч, Шлеер та ін., можна назвати універсальною. Її закони й правила допомагають перетворити складну систему в більш просту, уявити складний технологічний процес з іншого боку.

Використовуючи класичний варіант теорії ООА, а також на основі нового розділу процедурного програмування будуть побудовані методи перемикання статичних програм регулювання потужності АЕС.

2.1.1 Вплив методів розробки АСУ ТП на її надійність та вартість

АСУ ТП застосовуються в різних галузях промисловості:

- системи управління в транспорті;
- видобуток і транспортування нафти й газу;
- телекомунікація та зв'язок;
- виробництво та облік електроенергії;
- прилади та верстатобудування;
- металургія;
- лабораторно-вимірювальні системи;
- системи спеціального призначення.

Сучасне виробництво в даний час дуже складно уявити без використання автоматизованих систем управління. Технологічні процеси досить складні, містять багато повторюваних операцій, вимагають граничної точності й швидкості реакції. АСУ ТП покликане вирішувати всі ці завдання, значно знижуючи «людський фактор» в виробничих процесах. Системи автоматизації беруть на себе контроль та управління технологічними процесами, надаючи людині можливість спостерігати за ними й керувати виробництвом, оперуючи ключовими параметрами. Застосування АСУ ТП призводить до значного скорочення фінансових витрат, більш ретельному контролю над процесом, запобігання безлічі аварійних ситуацій, підвищення продуктивності роботи промислових підприємств та якості продукції, яка виготовляється. Особливо АСУ ТП необхідна тоді, коли технологічні процеси, які використовуються в організації, відрізняються складністю й неприпустимістю збоїв, які можуть спричинити суттєві матеріальні збитки.

Створення АСУ ТП являє собою дуже складний і тривалий процес, який містить етапи проектування, виготовлення та комплектації складових її елементів, монтажу, пуско-налагоджувальних робіт [36]. Найбільш

складними є багаторівневі АСУ ТП, що складаються з двох і більше АСУ ТП різних рівнів ієрархії.

Проектування автоматизованих систем управління являє собою процес створення комплекту технічної документації, моделей і дослідних зразків, необхідних і достатніх для виготовлення, монтажу, налагодження та експлуатації АСУ.

Технічна документація на автоматизовані системи управління технологічними процесами складається з документів, які визначають технічні вимоги до АСУ ТП (технічне завдання на створення АСУ ТП) та проектні рішення.

Технічне завдання (ТЗ) на створення АСУ ТП – це важливий передпроектний документ, який визначає мету створення системи, вимоги до системи і порядок її створення, відповідно до якого проводиться розробка АСУ ТП та її приймання при введенні в дію.

Проектна документація складається з розробки у дві стадії:

- технічний проект (ТП)/проект (П).
- робоча документація (РД).

Замість стадій ТП і РД допускається розробка АСУ ТП в одну стадію – техноробочий проект/Робочий проект (ТРП/РП). Стадію ТРП (РП) виконують у випадках використання типових проектів АСУ ТП або при повторному застосуванні економічних індивідуальних проектів.

Вартість розробки технічної документації АСУ ТП визначається з «Довідника базових цін на розробку технічної документації на автоматизовані системи управління технологічними процесами».

Вартість визначається окремо для розробки ТЗ і кожної з наступних частин проектної документації АСУ ТП [37]:

- загальносистемні рішення;
- організаційне забезпечення;
- інформаційне забезпечення;
- технічне забезпечення;

- математичне забезпечення;
- програмне забезпечення.

Загальна базова ціна двостадійної розробки проектної документації на АСУ ТП складається з базових цін кожної частини проектної документації:

$$C_{\text{пд}} = C_{\text{зр}} + C_{\text{оз}} + C_{\text{із}} + C_{\text{тз}} + C_{\text{мз}} + C_{\text{пз}},$$

- де:
- $C_{\text{зр}}$ – ціна розробки документації загальносистемних рішень;
 - $C_{\text{оз}}$ – ціна розробки документації щодо організаційного забезпечення;
 - $C_{\text{із}}$ – ціна розробки документації з інформаційного забезпечення;
 - $C_{\text{тз}}$ – ціна розробки документації з технічного забезпечення;
 - $C_{\text{мз}}$ – ціна розробки документації з математичного забезпечення;
 - $C_{\text{пз}}$ – ціна розробки документації з програмного забезпечення.

Отже, створення АСУ ТП – дуже довгий, ітераційний процес, вартість якого безпосередньо залежить від його складності та надійності.

2.1.2 Застосування ООА до АСУ ТП

В останні роки в багатьох країнах з розвиненою атомною енергетикою стали переглядати вимоги до безпеки АЕС. Це викликано двома основними причинами: важкою аварією на АЕС Фукусіма в 2011 році та масовим пошкодженням центрифуг збагачувального виробництва в Ірані в 2010 році комп'ютерним вірусом, здатним вражати промислові контролери, тобто ставити під загрозу роботу АСУ ТП АЕС.

Нові вимоги, які стосуються до АСУ ТП АЕС, включають такі поняття:

- відповідність архітектури АСУ ТП нової концепції глибокоешелонованого захисту;
- надійність програмованих АСУ ТП і їх ПЗ зокрема;
- забезпечення кібербезпеки АЕС;
- забезпечення високого ступеня різноманітності систем безпеки;

– технічні характеристики та якість АСУ ТП.

Теорія ООА дозволяє представити будь-яку складну систему в простому вигляді, використовуючи всього три етапи: складання інформаційної моделі, де визначаються об'єкти для аналізу, побудова моделі станів для виявлення поведінки об'єктів в різних ситуаціях, а також побудова моделі процесів для подання дій як процесів, і архівів даних, відповідних атрибутів інформаційної моделі.

Об'єктно-орієнтована розробка програмного забезпечення пов'язана із застосуванням об'єктно-орієнтованих моделей при розробці програмних систем та їх компонентів [38]. Говорячи про об'єктно-орієнтовану розробку, мається на увазі:

– об'єктно-орієнтовані методології (технології) розробки програмних систем;

– інструментальні засоби, що підтримують ці технології.

Зазвичай об'єктно-орієнтовані методології підтримуються інструментальними програмними засобами, але й без таких засобів вони корисні, оскільки дозволяють добре зрозуміти різні аспекти й властивості розроблюваної програмної системи, що в подальшому істотно полегшує її реалізацію, тестування, супровід та розробку нових версій.

Як відомо, проектування прикладної програмної системи починається з аналізу вимог, яким вона повинна буде задовольняти. Такий аналіз проводиться з метою зрозуміти призначення та умови експлуатації системи настільки, щоб зуміти скласти її попередній проект.

При об'єктно-орієнтованому підході аналіз вимог до системи зводиться до розробки моделей цієї системи, яка має на увазі формальний опис системи, в якому виділено основні об'єкти, що становлять систему, і відносини між цими об'єктами. Побудова моделей – широко поширений спосіб вивчення складних об'єктів та явищ. У моделі опущені численні деталі, які ускладнюють розуміння. Моделювання широко поширене і в науці, і в техніці.

Моделі допомагають:

- перевірити працездатність системи, що розробляється на ранніх етапах її розробки;
- спілкуватися з замовником системи, уточнюючи його вимоги до системи;
- вносити зміни в проект системи як на початку її проектування, так і на інших фазах її життєвого циклу.

В даний час існує декілька технологій об'єктно-орієнтованої розробки прикладних програмних систем, в основі яких лежить побудова та інтерпретація на комп'ютері моделей цих систем [39]. Детально розглянемо одну з таких технологій – ОМТ (Object Modeling Techniques). В технології ОМТ проектувана програмна система представляється у вигляді трьох взаємопов'язаних моделей:

- об'єктної моделі, яка представляє статичні, структурні аспекти системи, в основному, пов'язані з даними;
- динамічної моделі, яка описує роботу окремих частин системи;
- функціональної моделі, в якій розглядається взаємодія окремих частин системи (як за даними, так і з управління) в процесі її роботи.

Ці три види моделей дозволяють отримати три взаємно-ортогональних уявлення системи в одній системі позначень. Сукупність моделей системи може бути інтерпретована на комп'ютері, що дозволяє продемонструвати замовникові характер роботи з майбутньою системою й суттєво спрощує узгодження попереднього проекту системи. Моделі, розроблені та налагоджені на першій фазі життєвого циклу системи, продовжують використовуватися на всіх наступних його фазах, полегшуючи програмування системи, її налагодження та тестування, супровід і подальшу модифікацію.

Після того як прикладну задачу досліджено, і результати її дослідження зафіксовано у вигляді об'єктної, динамічної та функціональної моделей, приступають до конструювання системи. На етапі конструювання системи

приймаються рішення про розподіл підсистем по процесорам та іншим апаратним пристроям і встановлюються основні принципи й концепції, які формують основу подальшої детальної розробки програмного забезпечення системи.

Зовнішня організація системи називається архітектурою системи. Вибір архітектури системи є ще одним завданням на етапі її конструювання.

Конструювання системи завершується конструюванням її об'єктів. На цьому етапі розробляються повні визначення класів і залежностей, які використовуються на етапі реалізації системи. Крім того, визначаються і конструюються внутрішні об'єкти й оптимізуються структури даних та алгоритми.

Розробка програмних систем охоплює перші дві стадії їх життєвого циклу: стадію аналізу вимог і попередньої розробки, на якій майбутня програмна система розглядається тільки в аспекті її прагматики, і стадію проектування (конструювання), на якій приймаються основні рішення, пов'язані з реалізацією проектованої програмної системи, а її структура, розроблена на першій стадії, змінюється з урахуванням вимог її ефективності.

Методологія ОМТ підтримує дві перші стадії життєвого циклу програмних систем. Це не єдина об'єктно-орієнтована методологія розробки програмних систем, обрана для демонстрації об'єктно-орієнтованого підходу, тому що є однією з найбільш просунутих й популярних об'єктно-орієнтованих методологій. Більш того, графічна мова методології ОМТ отримала досить широке поширення і використовується в деяких інших об'єктно-орієнтованих методологіях, а також в більшості публікацій з об'єктно-орієнтованих методологій.

Отже, застосування об'єктно-орієнтованого аналізу і методології розробки програмних систем істотно полегшить процес створення нових АСУ різними технологічними процесами, допоможе розробникам програмного забезпечення легше впоратися з поставленим завданням. Також,

переглянувши вимоги до розробки та функціонування АСУ ТП АЕС можна стверджувати, що вони багато в чому перетинаються з ознаками ООП, який дозволяє створювати надійне ПЗ з мінімальними витратами часу і коштів. Більш того застосування ООП дозволить підтримувати експлуатацію АСУ ТП протягом всього її терміну служби.

Цікаво подивитися чи застосовується ООА до АСУ АЕС з ВВЕР-1000, що і було виконано в наступному пункті [40].

2.2 Об'єктно-орієнтований аналіз АСУ потужністю АЕС з ВВЕР-1000

Згідно з [41] ООА розробляється в три етапи: інформаційна модель, модель станів і модель процесів. На першому етапі виділяються абстракції предметів, їх характеристики та набір відносин в окрему діаграму. Далі представляється послідовність дій в станах і події. Це другий етап ООА. Потім, на третьому етапі розробляється діаграма переходів даних дій (ДПДД).

Використовуючи теорію [41] була побудована інформаційна модель АСУ потужністю реакторної установки з ВВЕР-1000, представлена на рис. 2.1 [42].

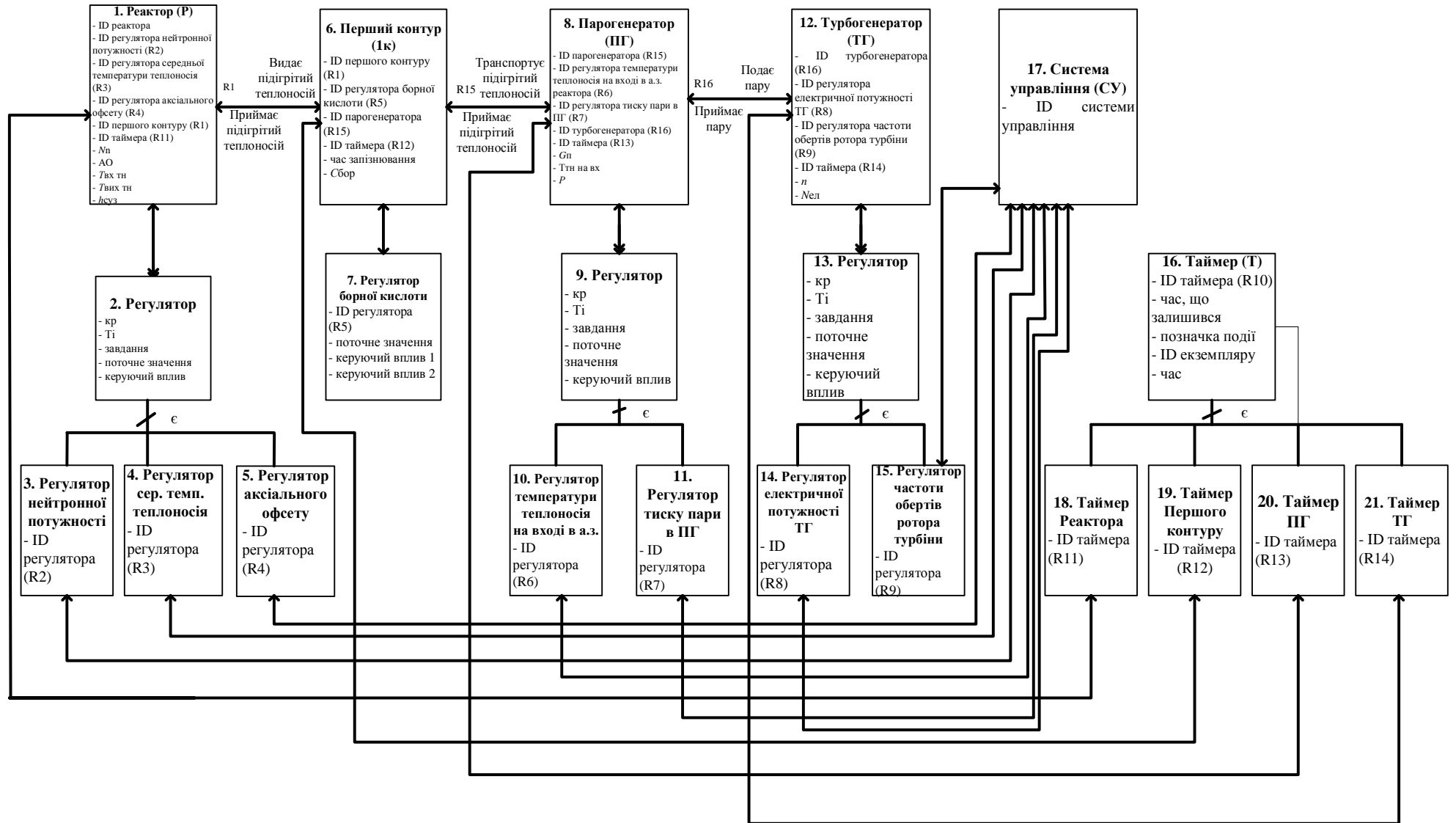


Рисунок 2.1 – Інформаційна модель об'єкта управління

З точки зору аналізу розглянутої предметної області виділено наступні об'єкти: обладнання першого та другого контурів, технічні засоби нижнього рівня і система управління верхнього рівня. Для повноти уявлення інформаційної моделі розроблено її опис, який зведено в табл. 2.1.

Таблиця 2.1 – Опис об'єктів інформаційної моделі

№ п/п	Назва об'єкта	Опис	Вид розрахункового атрибуту		
			зовнішній	внутрішній	табличний
1	2	3	4	5	6
1.	Реактор (Р)	Тип реактора ВВЕР-1000; теплова потужність 3000 МВт	$T_{вх}$, $T_{вих}$, глибина занурення ОР СУЗ 10 групи, нейтронна потужність	АО	–
2.	Регулятор нейтронної потужності	Складається з іонізаційної камери та виконавчого механізму – ОР СУЗ	поточне значення, керуючий сигнал	K_p , T_i , задане значення	–
3.	Регулятор середньої температури теплоносія	Складається з вимірювального перетворювача, задавача і виконавчого механізму – ГРК			–
4.	Регулятор АО	Складається з вимірювального перетворювача, задавача і виконавчого механізму – ОР СУЗ			–
5.	Трубопровід першого контуру (Тр1к)	Трубопровід діаметром 850 мм; $T_{вих} = 322$ °С, $T_{вх} = 289$ °С.	Концентрація борної кислоти;	–	час запізнювання

Продовження табл. 2.1

1	2	3	4	5	6
6.	Регулятор борної кислоти	Складається з баку підживлювальних насосів і двох клапанів, які пропускають борну кислоту і знесолену воду	поточне значення, керуючий сигнал	K_p , T_i , задане значення	–
7.	Парогенератор (ПГ)	Теплова потужність 750 МВт; виробництво пари 1470 т/год; тиск пари 64 атм; температура пари 278,5 °С	витрата пари; тиск в ПГ; $T_{гн}$ на виході з ПГ	–	–
8.	Регулятор вхідної температури теплоносія в а.з.	Складається з вимірювального перетворювача, задавача і виконавчого механізму – ГРК	поточне значення, керуючий сигнал	K_p , T_i , задане значення	–
9.	Регулятор тиску пари в ПГ	Складається з вимірювального перетворювача, задавача і виконавчого механізму – ГРК			–
10.	Турбогенератор (ТГ)	Виробляє електроенергію при безпосередньому з'єднанні з паровою турбіною. Активна потужність 1000 МВт; напруга 24 кВ; частота обертання ротора 1500 об/хв	частота обертання ротора турбіни; електрична потужність турбогенератора	–	–

Продовження табл. 2.1

1	2	3	4	5	6
11.	Регулятор електричної потужності ТГ	Складається з задавача, МУТ, сервомотора, регулюючого клапана	поточне значення, керуючий сигнал	K _p , T _i , задане значення	–
12.	Регулятор частоти обертання ротора турбіни	Складається з задавача, вимірювального перетворювача і виконавчого механізму – ГРК			–
13.	Таймер	Служить для створення події через певний час	–	–	час
14.	Таймер реактора		–	–	–
15.	Таймер 1-го контуру		–	–	–
16.	Таймер ПГ		–	–	–
17.	Таймер ТГ		–	–	–
18.	Система управління	Стежить за роботою комплексу об'єктів, забезпечуючи їм нормальні умови функціонування	–	–	–

Атрибути, виділені в інформаційній моделі, також зведені в табл. 2.2 для опису.

Таблиця 2.2 – Опис атрибутів інформаційної моделі

Назва атрибуту	Що на нього впливає	Математичний вираз
1	2	3
$T_{\text{TH}}^{\text{ВХ}}$ – температура теплоносія на вході в а.з. реактора	Положення ГПК	$T_{\text{TH}}^{\text{ВХ}}(\tau) = 2 \cdot \left(\frac{Q(\tau) + \frac{dt_s}{dP} \cdot P(\tau)}{k \cdot F_e} \right) - T_{\text{TH}}^{\text{ВІХ}}(\tau)$

Продовження табл. 2.2

1	2	3
$T_{\text{тн}}^{\text{вих}}$ – температура теплоносія на виході з реактора	Концентрація борної кислоти в теплоносії	$T_{\text{тн}}^{\text{вих}}(\tau) = \frac{\alpha \cdot F \cdot (T_i^{\text{палива}}(\tau) - T_i^{\text{сеп}}(\tau))}{(Cp_B \cdot m_B \frac{dT_i^{\text{сеп}}}{d\tau}) + (\frac{Cp_B \cdot m_B}{\tau_0})} + T_{\text{тн}}^{\text{вх}}(\tau)$
$h_{\text{СУЗ}}$ – глибина занурення ОР СУЗ 10 групи	АО	$\rho_{\text{ОР СУЗ}}(\tau) = a(\tau) \cdot (h_{\text{СУЗ}} - h_0)$
$C_{\text{Бор}}$ – концентрація борної кислоти в теплоносії	Теплова потужність	$\rho_{\text{БОР}}(C_{\text{БОР}}) = \int_0^{C_{\text{БОР}}} \alpha_{\text{БОР}} dC_{\text{БОР}}$
$G_{\text{п}}$ – витрата пари		$D_{\Gamma}(\tau) = \frac{1}{r} \cdot \left[\begin{array}{l} Q_{\text{ВН}}(\tau) - G_{\text{ЖБ}}(\tau) \cdot (i' - i_{\text{ЖБ}}) - (V_{\text{ЖБ}}(\tau) \cdot \rho' \cdot \frac{di'}{dP} + \\ + V_{\text{п}}(\tau) \cdot \rho'' \cdot \frac{di''}{dP}) \cdot \frac{dP}{d\tau} \end{array} \right]$
P – тиск в ПГ		$P(\tau) = (-K_1 \cdot G_{\text{п}}(\tau) + K_2 \cdot t_{2\text{Е}}(\tau) - K_3 \cdot G_{\text{ЖБ}}(\tau)) - T_p \cdot \frac{dP}{d\tau}$
n – частота обертання ротора турбіни	Частота мережі	$n = 50 \text{ Гц}$
$N_{\text{ел}}$ – електрична потужність ТГ		$N_{\text{Т}}(\tau) = \frac{N_{\text{Г0}}}{G_{\text{Г0}}} \cdot G_{\text{п}}(\tau), N_{\text{ПГ}} = 0,95 \cdot N_{\text{Т}}$
АО – аксіальний офсет	Глибина занурення ОР СУЗ 10 групи	$\text{АО} = \frac{Q_{\text{В}} - Q_{\text{Н}}}{Q_{\text{В}} + Q_{\text{Н}}} \cdot 100\%$
τ – час запізнювання	Довжина ГЦТ	$T_{\text{TR1}} \frac{dt_{\text{ПГ}}^{\text{вх}}}{d\tau} + t_{\text{ПГ}}^{\text{вх}}(\tau) = t_{10}^{\text{вх}}(\tau);$ $T_{\text{TR2}} \frac{dt_1^{\text{вх}}}{d\tau} + t_1^{\text{вх}}(\tau) = t_{\text{ПГ}}^{\text{вх}}(\tau),$ $T_{\text{TR1}} = 1,3 \text{ сек}; T_{\text{TR2}} = 3,3 \text{ сек}$

З рис. 2.1 видно, що всі об'єкти інформаційної моделі зв'язані трьома видами зв'язку. «Один-до-одного», як, наприклад, Система управління з різними видами регуляторів. «Один-до-багатьох», як Реактор, Парогенератор, Перший контур і Турбогенератор з регуляторами. При цьому, вид зв'язку «супертип-підтип» виділяє базовий об'єкт Регулятор, а примірниками цього об'єкту можуть бути, наприклад, Регулятор електричної потужності турбогенератора і Регулятор частоти обертання турбіни.

У даній роботі наведено лише дві моделі станів: реактора (P) і системи управління (СУ). Моделі станів інших об'єктів інформаційної моделі не представляють інтересу, так як можуть перебувати лише в двох станах: увімкнено/вимкнено. На рис. 2.2 зображено модель станів реактора (P).

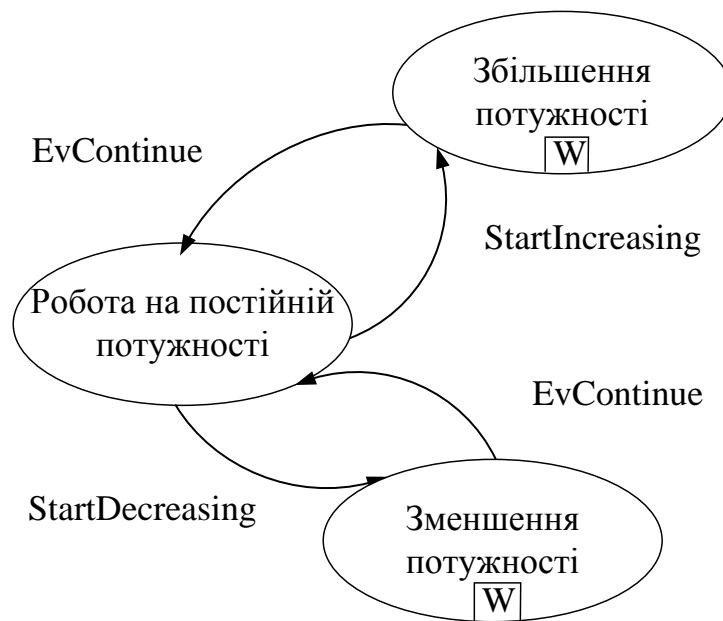


Рисунок 2.2 – Модель станів реактора (P)

Опис подій з моделі станів реактора (P) наведено в табл. 2.3.

Таблиця 2.3 – Список подій

Назва події	Призначення
StartIncreasing	Потужність ЯЕУ починає збільшуватися
StartDecreasing	Потужність ЯЕУ починає зменшуватися
EvContinue	Продовження події

В даний час ЯЕУ, що знаходяться в експлуатації, працюють за програмою регулювання з постійним тиском пари в другому контурі і маневрування потужністю не здійснюється. У зв'язку з цим було доведено [43], що все-таки змінювати потужність ЯЕУ в залежності від графіка добових навантажень можна, а значення важливих технологічних параметрів не виходять за допустимий діапазон.

У зв'язку з цим, запропоновано розглянути, чи будуть підтримуватися важливі технологічні параметри на заданому рівні, якщо розвантажити реактор зі 100 % до 80 % за однією програмою регулювання, а вихід на номінальну потужність здійснити за іншою програмою регулювання.

Моделі станів реактора та системи управління розглянуті з точки зору нескінченного циклу.

Модель станів системи управління представлено на рис. 2.3.

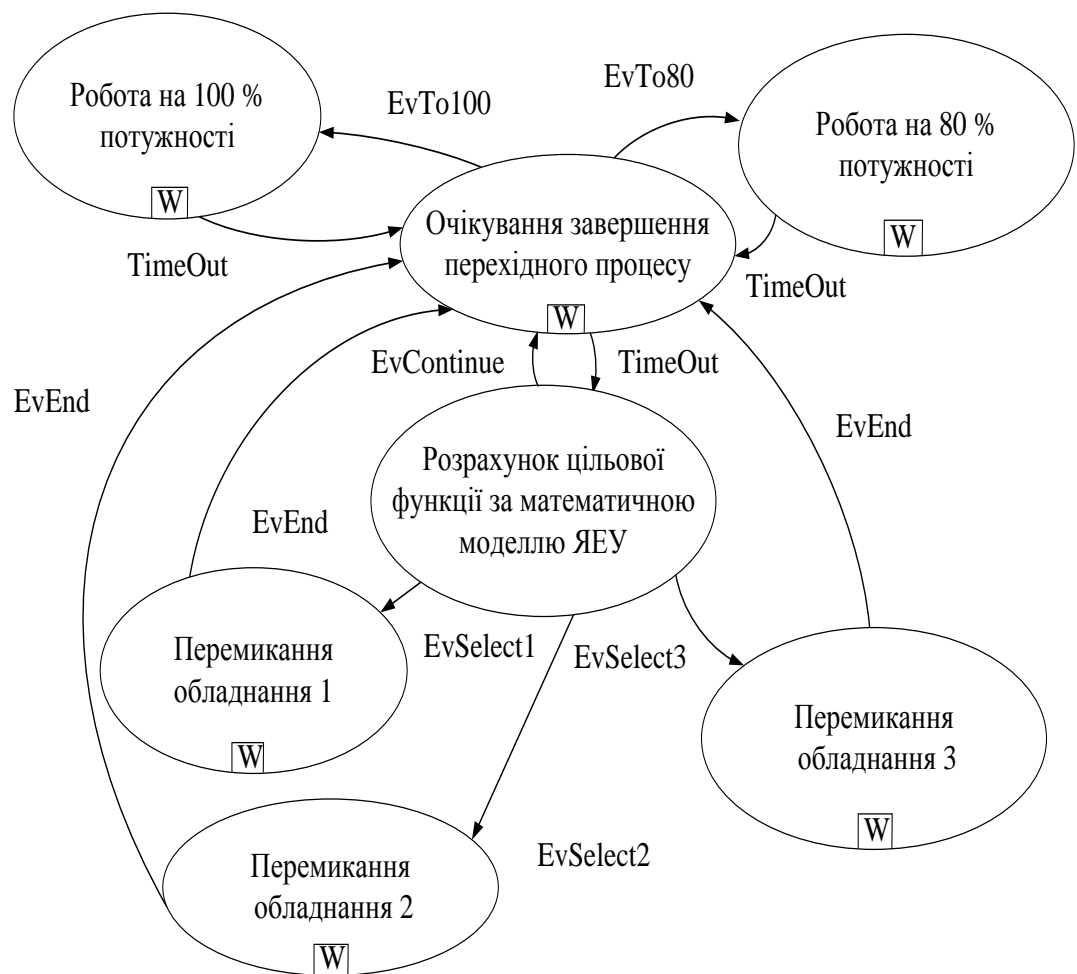


Рисунок 2.3 – Модель станів системи управління (СУ)

Припустимо, початковий стан для ЯЕУ є «Робота на 100 %» потужності. По закінченню 16 годин спрацьовує сигнал таймера і починається процес зниження потужності з регламентної швидкістю. Якщо перехідний процес завершено, то система переходить в новий стаціонарний стан «Робота на 80 % потужності». Якщо ж процес не завершений, то в стані розрахунку цільової функції визначається необхідність перемикавання обладнання, або продовжується робота на поточній конфігурації. В обох випадках система повертається в стан очікування завершення перехідного процесу і цикл повторюється. Після перемикавання програми регулювання і по закінченню 8 годин починається збільшення потужності ЯЕУ. Після завершення технологічного процесу настає новий стан «Робота на 100 % потужності».

Нижче (табл. 2.4) наведено опис списку подій моделі станів системи управління (СУ).

Таблиця 2.4 – Список подій

Назва події	Призначення
EvTo100	Підвищення потужності до 100 %
EvTo80	Зниження потужності до 80 %
TimeOut	Час перехідного процесу вийшов
EvContinue	Продовження події
EvEnd	Закінчення події
EvSelect1	Вибір обладнання першої програми регулювання
EvSelect2	Вибір обладнання другої програми регулювання
EvSelect3	Вибір обладнання третьої програми регулювання

Третій етап ООА має на увазі розробку ДПДД, а в [44] проведено заміну ДПДД на технологічні алгоритми, тобто послідовність операцій для переходу від одного значення технологічного параметра до іншого. У даній роботі використовуючи пропозицію [44] обрано такі технологічні параметри: температура теплоносія на вході і виході з реактора, середня температура теплоносія, тиск пари у другому контурі, а також кількісна міра стійкості реактора як аксіальний офсет (АО). Одним із завдань при нанесенні збурення

на реактор, який експлуатується, є збереження його в стійкому стані. Характер зміни технологічних параметрів при зміні потужності енергоблоку визначається програмами регулювання, тому нижче розглянуто, як зміна технологічних параметрів в різних програмах регулювання впливає на АО.

Використовуючи математичну модель ЯЕУ з ВВЕР-1000, реалізовану на базі Matlab Simulink, проведені дослідження з моделювання переключень програм регулювання. Всього виконано 6 перемикань, а саме з $T_{\text{сер}}=\text{const}$ на $T_{\text{вх}}=\text{const}$; з $T_{\text{вх}}=\text{const}$ на $T_{\text{сер}}=\text{const}$; з $T_{\text{сер}}=\text{const}$ на $P_2=\text{const}$; з $P_2=\text{const}$ на $T_{\text{сер}}=\text{const}$; з $T_{\text{вх}}=\text{const}$ на $P_2=\text{const}$; з $P_2=\text{const}$ на $T_{\text{вх}}=\text{const}$. Дослід проводився так: потужність реактора до 80 % знижувалася при роботі за однією програмою регулювання, а вихід на 100 % потужність здійснювався за іншою.

На рис. 2.4 – 2.6 точки 1 і 2, які відповідають нульовому значенню потужності, вказують на відсутність різниці температур на вході і виході з а.з. реактора. Отже, зі збільшенням потужності ЯЕУ, виникає різниця температур на вході і виході з а.з., яка показана на останніх рисунках. Вертикальними лініями, розташованими на рівні потужності 80 %, позначені переходи з однієї програми регулювання на іншу при їх перемиканні. На рис. 2.4 – 2.6 з точок 1 та 2 виходять зверху вниз температури теплоносія на виході, середня і на вході в а.з. реактора. Чорним кольором показано як змінюється температура теплоносія за статичною програмою $T_{\text{сер}}=\text{const}$. Червоним кольором показано як змінюється температура теплоносія за статичною програмою $T_{\text{вх}}=\text{const}$. Синім кольором показано як змінюється температура теплоносія за статичною програмою $P_2=\text{const}$.

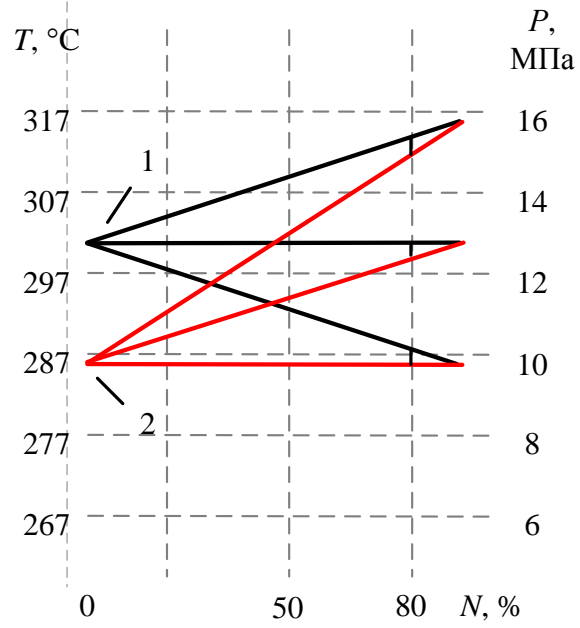


Рисунок 2.4 – Характеристики ЯЕУ з ВВЕР-1000 при пермиканні

$$T_{\text{сеп}}=\text{const та } T_{\text{вх}}=\text{const}$$

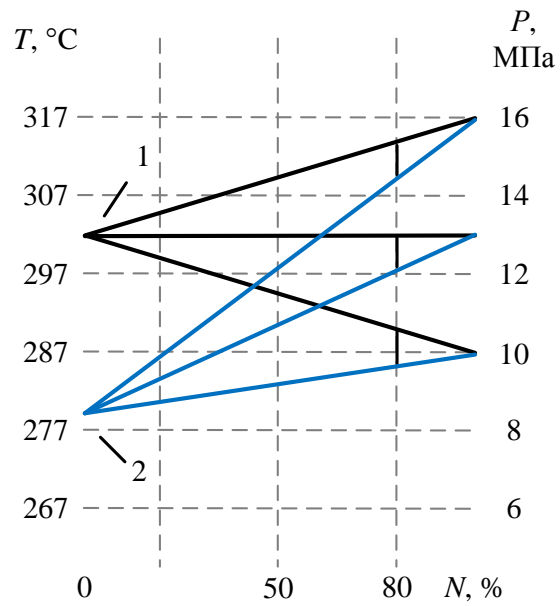


Рисунок 2.5 – Характеристики ЯЕУ з ВВЕР-1000 при пермиканні

$$T_{\text{сеп}}=\text{const та } P_2=\text{const,}$$

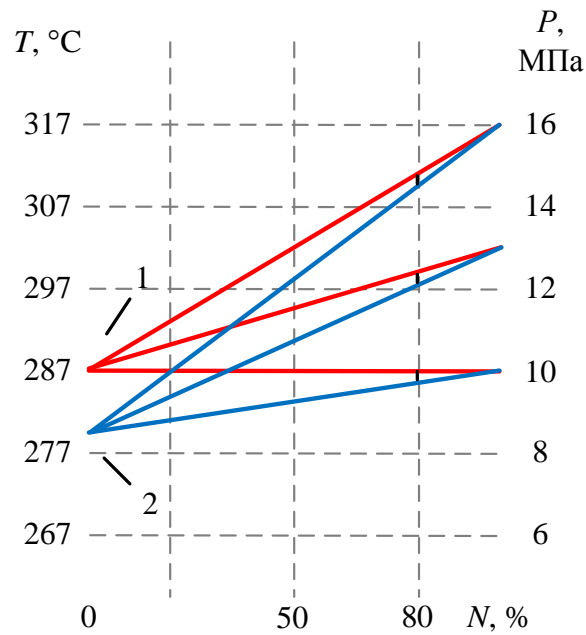


Рисунок 2.6 – Характеристики ЯЕУ з ВВЕР-1000 при пермиканні
 $T_{\text{вх}}=\text{const}$ та $P_2=\text{const}$

У табл. 2.5 наведено значення відхилення температури на момент перемикання програм регулювання при 80 % потужності ЯЕУ.

Таблиця 2.5 – Значення відхилень температури на момент перемикання програм

Перемикання програм регулювання	$\Delta T_{\text{вх}}, ^\circ\text{C}$	$\Delta T_{\text{сеп}}, ^\circ\text{C}$	$\Delta T_{\text{вих}}, ^\circ\text{C}$
з $T_{\text{сеп}}=\text{const}$ на $T_{\text{вх}}=\text{const}$	2,4	2,1	2
з $T_{\text{вх}}=\text{const}$ на $T_{\text{сеп}}=\text{const}$	-2,4	-2,1	-1,8
з $T_{\text{сеп}}=\text{const}$ на $P_2=\text{const}$	4,1	3,5	3,1
з $P_2=\text{const}$ на $T_{\text{сеп}}=\text{const}$	-4	-3,5	-3,2
з $T_{\text{вх}}=\text{const}$ на $P_2=\text{const}$	1,6	1,5	1,5
з $P_2=\text{const}$ на $T_{\text{вх}}=\text{const}$	-1,6	-1,5	-1,2

Побудувавши інформаційну модель об'єкта управління, розібравшись з усіма атрибутами, розробивши моделі станів реактора і системи управління, далі, відповідно до теорії ООА, повинні бути створені діаграми переходів даних дій. У даній роботі на третьому етапі теорії ООА розроблені методи зміни технологічних параметрів експлуатації ЯЕУ за розглянутими

статичними програмами регулювання потужності $T_{\text{сер}}=\text{const}$, $T_{\text{вх}}=\text{const}$, $P_2=\text{const}$ [45].

Спочатку об'єднаємо технічні засоби автоматизації кожної з статичних програм на одній принциповій схемі енергоблоку (рис. 2.7).

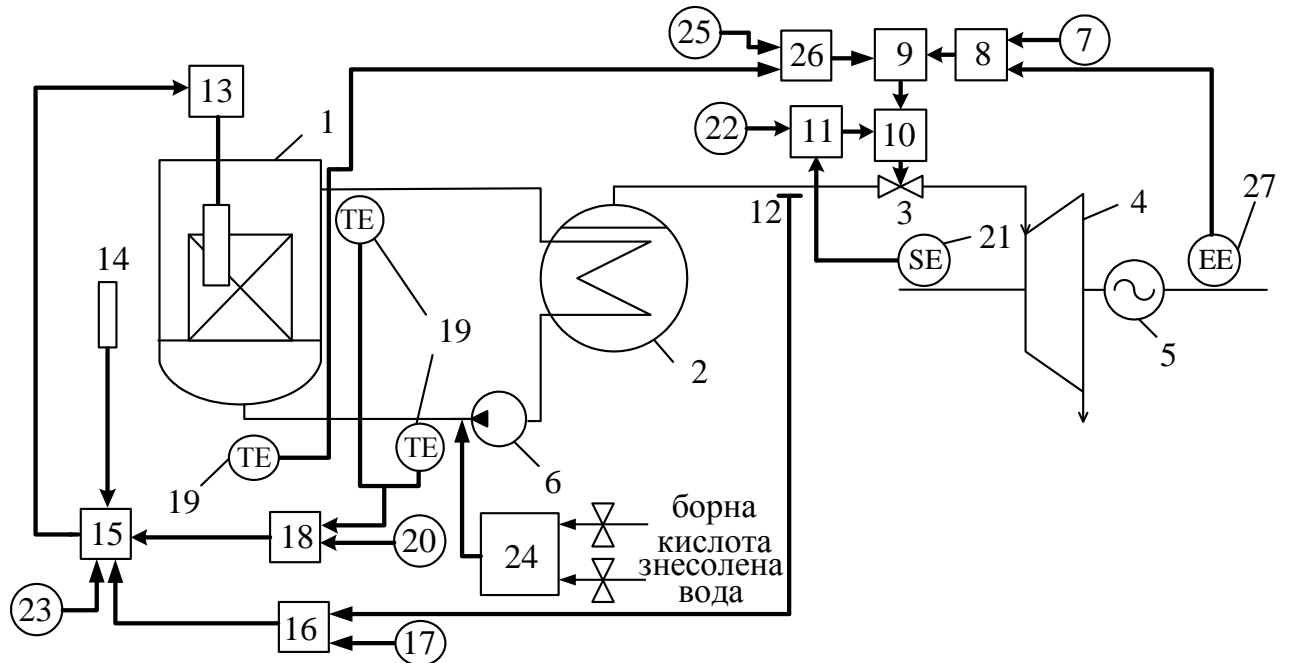


Рисунок 2.7 – Принципова схема регулювання потужності ЯЕУ з ВВЕР-1000

в перехідному режимі експлуатації за трьома статичними програмами, де 1 – ядерний реактор; 2 – парогенератор; 3 – керуючі клапани турбіни; 4 – турбіна; 5 – генератор; 6 – основний циркуляційний насос; 7 – задавач потужності генератора; 8 – регулятор потужності реактора; 9 – механізм управління турбіною; 10 – сервомотор; 11 – регулятор швидкості турбіни; 12 – вимірюючий пристрій тиску пари в другому контурі; 13 – привід керуючих стрижнів; 14 – іонізаційна камера; 15 – регулятор нейтронної потужності реактора; 16 – регулятор тиску пари у 2-му контурі; 17 – задавач тиску пари у другому контурі, 18 – регулятор середньої температури теплоносія 1-го контуру; 19 – датчик температури теплоносія 1-го контуру; 20 – задавач середньої температури теплоносія 1-го контуру; 21 – датчик швидкості турбіни; 22 – задавач швидкості обертання турбіни; 23 – задавач аксіального офсету; 24 – регулятор борної кислоти; 25 – задавач температури

теплоносія на вході в а.з. реактора; 26 – регулятор температури теплоносія на вході в а.з. реактора, 27 – вимірювальний перетворювач електричної потужності.

Далі представлено розроблені методи зміни потужності ЯЕУ, номери технічних засобів яких співпадають з номерами на рис. 2.7.

Метод зміни (збільшення/зменшення) потужності ЯЕУ за програмою

$$T_{сер} = const \text{ наступний:}$$

Крок 1: Змінити задане значення електричної потужності генератора 5 в задавачі 7 на нове.

Крок 2: Подати керуючий сигнал від регулятора потужності 8 енергоблоку на механізм управління турбіною (МУТ) 9 і сервомотор 10, які приведуть в дію (відкривають/закривають) клапан 3 турбіни 4.

Крок 3: Виміряти температуру теплоносія 1-го контуру 19 на виході з парогенератора (ПГ) 2 і середню температуру теплоносія.

Крок 4: Порівняти задане значення середньої температури теплоносія першого контуру 20 з виміряним 19.

Крок 5: Подати коригувальний сигнал на регулятор нейтронної потужності 15 від регулятора середньої температури теплоносія 1-го контуру 18.

Крок 6: Змінити становище регулюючих стрижнів 13 для вирівнювання середньої температури теплоносія 19.

Метод зміни (збільшення/зменшення) потужності ЯЕУ за програмою

$$T_{ex} = const:$$

Крок 1: Додати до теплоносія 1-го контуру необхідну кількість борної кислоти 24 для зміни потужності енергоблоку, в половину меншої від необхідного для конкретних поточних ефективних діб. Одночасно зниження потужності енергоблоку до необхідного значення відбувається за рахунок отруєння реактора йодом і ксеноном.

Крок 2: Порівняти задане значення середньої температури теплоносія першого контуру в 20 з фактичним 19.

Крок 3: Сформувані керуючий вплив на МУТ 9 і сервомотор 10, які приведуть в дію (відкривають/закривають) клапан 3 турбіни 4.

Крок 4: Порівняти задане 23 і фактичне 14 значення аксіального офсету в регуляторі нейтронної потужності 15 реактора 1.

Крок 5: Сформувані керуючий вплив на приводи органів регулювання системи управління та захисту (ОР СУЗ) 13.

Метод зміни (збільшення/зменшення) потужності ЯЕУ за програмою

$$P_2 = const:$$

Крок 1: Змінити задане значення електричної потужності генератора 5 в задавачі 7 на нове.

Крок 2: Подати керуючий сигнал від регулятора потужності 8 енергоблоку на МУТ 9 і сервомотор 10, які приведуть в дію (відкривають/закривають) клапан 3 турбіни 4.

Крок 3: Виміряти тиск пари 12 в другому контурі.

Крок 4: Порівняти виміряне значення тиску пари в 2-му контурі 12 з заданим в 17 у регуляторі тиску пари в 2-му контурі 16.

Крок 5: Сформувані коригувальний сигнал від регулятора тиску пари 16 на регулятор нейтронної потужності 15.

Крок 6: Порівняти фактичне значення нейтронної потужності з іонізаційних камер 14 із завданням від регулятора тиску пари 16 у регуляторі нейтронної потужності 15.

Крок 7: Сформувані керуючий вплив на приводи регулюючих стрижнів регулюючої групи ОР СУЗ 13.

В табл. 2.6 наведено стан обладнання, яке належить до тієї чи іншої статичної програми, де знак «+» показує, що одиниця обладнання ввімкнена.

Таблиця 2.6 – Стан обладнання рисунку 2.7

№ обладнання	$T_{сер} = const$	$P_2 = const$	$T_{вх} = const$
1	в робочому стані		
2			
3	+	+	+
4	в робочому стані		
5			
6			
7	+	+	-
8	+	+	-
9	+	+	+
10	+	-	+
11	+	-	-
12	-	+	-
13	+	+	+
14	-	-	+
15	+	+	+
16	-	+	-
17	-	+	-
18	+	-	-
19	+	-	+
20	+	-	-
21	+	+	-
22	+	-	-
23	-	-	+
24	-	-	+
25	-	-	+
26	-	-	+
27	+	+	+

Таким чином, використовуючи класичну теорію ООА, побудовано інформаційну модель об'єкта управління, моделі станів реактора та системи управління, а також замість діаграм переходів даних дій створено методи регулювання потужністю за трьома статичними програмами та перемикання між ними.

Зміна потужності ЯЕУ призводить до зміни температури теплоносія, а отже змінюється знак температурного коефіцієнта реактивності, та коефіцієнта реактивності, який залежить від потужності. Отже, далі буде розглянуто моделі ефектів реактивності.

2.3 Модель ефектів реактивності

2.3.1 Модель ефективності регулюючої групи органів регулювання системи управління та захисту

Максимальна реактивність, яку може внести регулююча група ОР СУЗ в одну зону [46, 47]:

$$\rho_{\text{ОР СУЗ}i} = a_i \cdot (h_{\text{СУЗ}} - h_0)$$

де $\rho_{\text{ОР СУЗ}i}$ – реактивність, яка вноситься регулюючою групою ОР СУЗ, відн. од.;

a_i – коефіцієнт нахилу характеристики, $a_i = -0,02 \cdot 10^{-2}$ 1/см;

$h_{\text{СУЗ}}$ – висота занурення регулюючої групи ОР СУЗ в а.з. реактора, см;

h_0 – початок i -ї зони від низу а.з., см.

Відхилення величини переміщення органів регулювання системи управління та захисту спостерігалось тільки в трьох випадках при перемиканні таких програм регулювання: з $T_{\text{ВХ}}=\text{const}$ на $T_{\text{сер}}=\text{const}$, з $P_2=\text{const}$ на $T_{\text{сер}}=\text{const}$, з $P_2=\text{const}$ на $T_{\text{ВХ}}=\text{const}$, й склало $-0,05$ мм.

2.3.2. Модель температурного ефекту реактивності

Для знаходження температурного ефекту реактивності (ТЕР) розраховувалася середня температура теплоносія 1-го контуру в кожній зоні. У вузькому діапазоні зміни температур значення температурного коефіцієнту реактивності (ТКР) приймається постійним, тому для кожної зони $\alpha_t = -6.7 \cdot 10^{-5}$ 1/°C [48, 49].

Тому, ТКР залежить від значення поточної температури теплоносія:

$$\rho_t(t) = \int_{20^\circ}^t \alpha_t dt,$$

де $\rho_t(t)$ – ТЕР.

2.3.3 Модель ефекту реактивності, який виникає через зміну потужності реактора

Ефект реактивності, який виникає через зміну потужності реактора знаходиться як добуток коефіцієнту реактивності за потужністю (ПКР) на зміну теплової потужності реактора. Значення ПКР було знайдено в [50, 51] і становить $\alpha_N = -1.16 \cdot 10^{-6} \text{ 1/МВт}$.

В табл. 2.7 зведені значення відхилень потужності пошарово в першому, п'ятому та десятому шарах.

Таблиця 2.7 – Відхилення потужності в першому, п'ятому та десятому шарах

Перемикання програм регулювання	$\Delta N_1, \text{ МВт}$	$\Delta N_5, \text{ МВт}$	$\Delta N_{10}, \text{ МВт}$
з $T_{\text{сер}}=\text{const}$ на $T_{\text{вх}}=\text{const}$	$-0,0005 \cdot 10^9$	$-0,007 \cdot 10^9$	$-0,004 \cdot 10^9$
з $T_{\text{вх}}=\text{const}$ на $T_{\text{сер}}=\text{const}$	$0,0002 \cdot 10^9$	$0,0009 \cdot 10^9$	$0,001 \cdot 10^9$
з $T_{\text{сер}}=\text{const}$ на $P_2=\text{const}$	$-0,001 \cdot 10^9$	$-0,012 \cdot 10^9$	$-0,006 \cdot 10^9$
з $P_2=\text{const}$ на $T_{\text{сер}}=\text{const}$	$0,003 \cdot 10^9$	$0,013 \cdot 10^9$	$0,004 \cdot 10^9$
з $T_{\text{вх}}=\text{const}$ на $P_2=\text{const}$	$-0,0002 \cdot 10^9$	$-0,004 \cdot 10^9$	$-0,002 \cdot 10^9$
з $P_2=\text{const}$ на $T_{\text{вх}}=\text{const}$	$0,002 \cdot 10^9$	$0,007 \cdot 10^9$	$0,002 \cdot 10^9$

Отримавши всі необхідні дані було обчислено значення реактивності, а саме ПЕР, ТЕР і сумарна реактивність, наведені в табл. 2.8.

2.3.4. Зміна реактивності від отруєння реактора ксеноном

Реактивність може змінюватися в результаті дії ефектів отруєння і шлакування активної зони. В результаті поділу ядер урану і плутонію утворюються різноманітні ядра-осколки ділення і ядра-продукти радіоактивного розпаду осколків.

При зменшенні потужності має місце зменшення реактивності реактора, тому що в результаті зниження потужності нейтронного потоку зменшується випалювання ксенону нейтронами, а його надходження з йоду ^{135}I , кількість якого в початковий момент визначається попереднім рівнем потужності, не змінюється, що призводить до зростання концентрації ядер ^{135}Xe та збільшення отруєння. Це явище називають йодною ямою. Найбільша глибина йодної ями має місце при скиданні навантаження реактора зі 100 % до нуля і досягається через 9 годин.

$$\rho_{\text{Xe}i}(\tau) = -\frac{\sigma_a^{\text{Xe}} \cdot \Theta}{\sigma_a^5 \cdot N_5} \cdot N_{\text{Xe}i}(\tau),$$

де σ_a^{Xe} – мікроскопічний переріз поглинання теплових нейтронів атомами ^{135}Xe , см^2 ;

σ_a^5 – мікроскопічний переріз поглинання теплових нейтронів атомами ^{235}U , см^2 ;

N_5 – концентрація атомів ^{235}U , см^{-3} ;

$N_{\text{Xe}i}(\tau)$ – концентрація атомів ^{135}Xe , см^{-3} ;

Θ – коефіцієнт використання теплових нейтронів в неотруєному реакторі [52].

2.3.5. Зміна реактивності від зміни концентрації борної кислоти

Ефективність борної кислоти $\rho_{\text{бор}}(C_{\text{бор}})$ при концентрації $C_{\text{бор}}$ представляє собою величину реактивності, яку втрачає реактор при підвищенні концентрації борної кислоти в теплоносії від 0 до $C_{\text{бор}}$ [53]:

$$\rho_{\text{бор}}(C_{\text{бор}}) = \int_0^{C_{\text{бор}}} \alpha_{\text{бор}} dC_{\text{бор}},$$

де $\alpha_{\text{бор}}$ – коефіцієнт реактивності борної кислоти.

Величина $\alpha_{\text{бор}} = -1.58 \% / \text{г/кг} = -0.01581 / \text{г/кг}$.

Зменшення концентрації борної кислоти в теплоносії відбувається за рахунок введення в теплоносії знесоленої води.

Отже, вираз сумарної реактивності набуде вигляду:

$$\sum \rho = \rho_{\text{ОРСУЗ}} + \rho_T + \rho_N + \rho_{\text{Хе}} + \rho_{\text{БОР}}.$$

Таблиця 2.8 – Чисельні значення реактивності

Перемикання програм регулювання	TEP_{BX}	TEP_{BX}	TEP_{BX}	ПЕР ₁	ПЕР ₂	ПЕР ₃	$\sum \rho_{нч}$	$\sum \rho_{сєрч}$	$\sum \rho_{вч}$	$\sum \rho$
з $T_{сєр}=\text{const}$ на $T_{BX}=\text{const}$	$-16,1 \cdot 10^{-5}$	$-14,1 \cdot 10^{-5}$	$-13,4 \cdot 10^{-5}$	$0,00058 \cdot 10^{-3}$	$0,00812 \cdot 10^{-3}$	$0,00464 \cdot 10^{-3}$	-0,000156	$\bar{0,000133}$	$\bar{0,000133}$	$\bar{0,000422}$
з $T_{BX}=\text{const}$ на $T_{сєр}=\text{const}$	$16,1 \cdot 10^{-5}$	$14,1 \cdot 10^{-5}$	$13,4 \cdot 10^{-5}$	$-0,00023 \cdot 10^{-3}$	$-0,00104 \cdot 10^{-3}$	$-0,00116 \cdot 10^{-3}$	0,000159	0,000139	0,00013	0,000428
з $T_{сєр}=\text{const}$ на $P_2=\text{const}$	$-27,5 \cdot 10^{-5}$	$-23,5 \cdot 10^{-5}$	$-20,8 \cdot 10^{-5}$	$0,00116 \cdot 10^{-3}$	$0,01392 \cdot 10^{-3}$	$0,00696 \cdot 10^{-3}$	-0,000267	-0,00022	-0,00021	-0,00069
з $P_2=\text{const}$ на $T_{сєр}=\text{const}$	$27,5 \cdot 10^{-5}$	$23,5 \cdot 10^{-5}$	$20,8 \cdot 10^{-5}$	$-0,00034 \cdot 10^{-3}$	$-0,01508 \cdot 10^{-3}$	$-0,00464 \cdot 10^{-3}$	0,000263	0,000219	0,000224	0,000706
з $T_{BX}=\text{const}$ на $P_2=\text{const}$	$-10,7 \cdot 10^{-5}$	$-10,1 \cdot 10^{-5}$	$-10,1 \cdot 10^{-5}$	$0,00023 \cdot 10^{-3}$	$0,00464 \cdot 10^{-3}$	$0,00232 \cdot 10^{-3}$	-0,000105	$\bar{0,000095}$	-0,0001	-0,0003
з $P_2=\text{const}$ на $T_{BX}=\text{const}$	$10,7 \cdot 10^{-5}$	$10,1 \cdot 10^{-5}$	$8,04 \cdot 10^{-5}$	$-0,00023 \cdot 10^{-3}$	$-0,00812 \cdot 10^{-3}$	$-0,00232 \cdot 10^{-3}$	0,0001	0,00009	0,00008	0,00027

Зміна густини потоку нейтронів у верхній та нижній половині а.з. реактора викликана зміною температури теплоносія на вході і виході з а.з., призводить до виникнення ксенонових коливань.

Верхня половина а.з. реактора на відміну від нижньої – керована. Органами управління є стрижні ОР СУЗ. Таким чином, придушення ксенонових коливань та підтримання АО у верхній половині а.з. реактора можна здійснювати регулюючою групою ОР СУЗ.

Крім того, у всіх існуючих програмах регулювання температура теплоносія 1-го контуру на вході в а.з. реактора змінюється. Зміна температури теплоносія на вході в а.з. реактора завдає збурення, яке неможливо компенсувати, що призводить до зміни величини АО і може також привести до нестійкості реактора.

У той же час, регулювання потужності введенням/виведенням борної кислоти рівномірно по висоті а.з. змінює ПЕР, на відміну від температури теплоносія, яка змінює реактивність різнонаправлено по висоті а.з. в залежності від ТЕР.

2.4 Висновки до другого розділу

1. АСУ потужністю ЯЕУ з ВВЕР-1000 розглянута з точки зору ООА, що дало змогу розробити спеціальні багаторівневі діаграми, якими можна користуватися при роботі з моделями на великих АСУ ТП, також це дозволило побудувати моделі об'єктів, станів і процесів, які відбуваються на АЕС.

2. Проведено комп'ютерний експеримент моделювання експлуатації ЯЕУ з ВВЕР-1000 при перемиканні програм регулювання на 80 % потужності для того, щоб дізнатися діапазон відхилення важливих технологічних

параметрів: температури теплоносія на вході в а.з. реактора, тиску пари у другому контурі та аксіального офсету.

3. Розраховано ПЕР і ТЕР. Реактивність, яка вноситься борною кислотою, не враховувалася, оскільки концентрація борної кислоти в теплоносії на момент перемикання залишалася незмінною, так само, положення ОР СУЗ залишалася незмінним.

4. Досягнуто стійкий стан реактора не тільки нанесенням такого збурення, як зниження або збільшення потужності, але й при перемиканні програм регулювання, про що свідчить значення АО – кількісної міри стійкості реактора.

5. Розроблена об'єктно-орієнтована модель автоматизованої системи керування перемиканням статичних програм регулювання потужності дала змогу дослідити існуючу багатозонну математичну модель реактора типу ВВЕР-1000 як об'єкта керування для подальшого її вдосконалення, а саме врахування поділу ядер ^{235}U та ^{239}Pu , а також розрахунку глибини вигорання палива та пошкодження паливної оболонки.

РОЗДІЛ 3

ВДОСКОНАЛЕНА МАТЕМАТИЧНА МОДЕЛЬ РЕАКТОРА

Даний розділ присвячено вдосконаленню відомої математичної моделі ядерної енергетичної установки з ВВЕР-1000, а також побудови цільової функції оптимізації. Доповнена багатозонна модель реактора ВВЕР-1000 буде обчислювати не тільки виділення енергії від ^{235}U , а й від ^{239}Pu , а також розраховувати глибину вигоряння палива, пошкоджених паливної оболонки та аксіальний офсет в шарах тепловіділяючих елементів.

3.1 Математична модель енергоблоку з реактором ВВЕР-1000

Відома математична модель енергоблоку [54] складається з декількох блоків: модель реактора, парогенератора, турбогенератора і модель врахування запізнювання теплоносія в трубопроводі. Коротко розглянемо кожну модель окремо.

3.1.1 Модель реактора

За основу математичної моделі взята багатоточкова модель реактора, що складається з десяти шарів, висотою 0,3535 м. У кожному шарі закладені наступні моделі: кінетики реактора, енерговиділення, нагріву теплоносія, теплопередачі всередині твелів, ефекту реактивності від отруєння ксеноном, температурного ефекту реактивності та за потужністю, ефективності регулюючої групи ОР СУЗ, борного регулювання.

3.1.1.1 Модель кінетики реактора

Точкова модель кінетики реактора пов'язує густину потоку нейтронів з реактивністю [55].

$n_i^U(\tau)$ – густина потоку нейтронів при розподілі ^{235}U i -ї зони, г/см^3 , яка визначається

$$\begin{cases} \frac{dn_i^U}{d\tau} = \frac{(\rho(\tau) - \beta_{ef}^U) \cdot n_i^U(\tau)}{l} + \sum_{j=1}^6 \lambda_j^U \cdot C_j(\tau), \\ \frac{dC_j}{d\tau} = \frac{\beta_j^U \cdot n_i^U(\tau)}{l} - \lambda_j^5 \cdot C_j^5(\tau), \end{cases} \quad (3.1)$$

де $\rho(\tau)$ – реактивність у відн. од.;

β_{ef}^U – сумарна доля нейтронів, які запізналися ^{235}U ;

β_j^U – доля нейтронів j -ї групи ^{235}U , які запізналися;

l – середній час життя покоління миттєвих нейтронів, с;

λ_j^5 – постійна радіоактивного розпаду попередників j -ї групи ^{235}U , с^{-1} ;

j – номер групи нейтронів, які запізналися $j=1 \dots 6$;

$C_j(\tau)$ – концентрація ядер-попередників нейтронів j -ї групи, які запізналися, $1/\text{см}^3$.

Отже, загальний вигляд моделі кінетики реактора:

$$n(\tau) = f_n(\rho(\tau), \beta_{ef}, \beta_j, l, \lambda_j, C_j(\tau)). \quad (3.2)$$

У даній роботі розроблено додаткову модель, яка враховує виділення енергії при розподілі ядер ^{239}Pu в кожному з десяти шарів реактора [56].

$n_i^{\text{Pu}}(\tau)$ – густина потоку нейтронів при розподілі ^{239}Pu i -ї зони, г/см^3 , яка обчислюється

$$\begin{cases} \frac{dn_i^{\text{Pu}}}{d\tau} = \frac{(\rho(\tau) - \beta_{ef}^{\text{Pu}}) \cdot n_i^{\text{Pu}}(\tau)}{l} + \sum_{j=1}^6 \lambda_j^{\text{Pu}} \cdot C_j(\tau), \\ \frac{dC_j}{d\tau} = \frac{\beta_j^{\text{Pu}} \cdot n_i^{\text{Pu}}(\tau)}{l} - \lambda_j^9 \cdot C_j^9(\tau), \end{cases} \quad (3.3)$$

де $\rho(\tau)$ – реактивність, відн. од.;

β_{ef}^{Pu} – сумарна доля нейтронів, які запізналися ^{239}Pu , відн. од.;

β_j^{Pu} – доля нейтронів j -ї групи ^{239}Pu , відн. од.;

l – середній час життя покоління миттєвих нейтронів, с;

λ_j^{Pu} – постійна радіоактивного розпаду попередників j -ї групи ^{239}Pu , s^{-1} ;

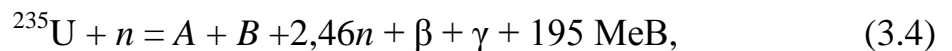
j – номер групи нейтронів, які запізналися, $j=1 \dots 6$;

$C_j(\tau)$ – концентрація ядер-попередників нейтронів j -ї групи, які запізналися, $1/cm^3$.

Розв'язок системи диференціальних рівнянь буде значення відхилення густини потоку нейтронів для i -ї зони $\Delta n(\tau)$.

3.1.1.2 Модель енерговиділення

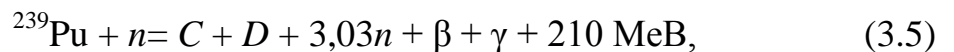
Фізичні основи АЕС свідчать про те, що основою для отримання тепла в ядерній енергетиці є реакція поділу ядер ^{235}U під дією нейтронів і народження при цьому двох або трьох нових нейтронів в кожному акті поділу, завдяки чому процес ділення ^{235}U може самопідтримуватися [57, 58, 59]. Ця реакція записується:



де зліва стоять ядро та частка, які вступають в реакцію поділу, а праворуч – продукти ділення: осколки ділення A і B , а також 2,46 нових нейтрона, β -частинки (електрони), γ -кванти та енергія реакції поділу, яка дорівнює 195 ± 5 MeV та реалізується на 90 % у вигляді кінетичної енергії осколків A і B . В результаті їх багаторазових зіткнень з сусідніми атомами вона переходить в теплову енергію і проявляється у вигляді нагріву мікроскопічної області, прилеглої до ядра, яке ділиться. Крім того, частина енергії (10 %) припадає на нейтрони ділення, β -частинки та γ -кванти, що

утворюються при діленні ядра ^{235}U . Ці частинки взаємодіють з навколишнім середовищем і поступово втрачають свою енергію, а потім поглинаються, причому їх енергія теж переходить в теплову. Але на відміну від енергії осколків, енергія всіх інших частинок переходить в теплову на більш далекій відстані від ядра, яке ділиться.

Доля загальної енергії в реакторі зумовлена діленням плутонію-239 ^{239}Pu , напрацьованого в урановому паливі з урану-238 ^{238}U . Реакцію поділу ядер ^{239}Pu наведено:



де зліва стоять ядро та частка, які вступають в реакцію поділу, а праворуч – продукти ділення: осколки ділення C і D , а також 3,03 нових нейтрона, β -частинки, γ -кванти та енергія реакції поділу, яка дорівнює 210 MeV.

Частина нейтронів, які виникають при розподілі, захоплюється ядрами актиноїдів, в результаті чого утворюються більш важкі ізотопи [60, 61, 62]. В цілому, в результаті ядерних реакцій накопичується більше п'ятдесяти актиноїдів.

На рисунку 3.1 показано залежність складу актиноїдів у відпрацьованому паливі реактора ВВЕР-1000 від питомого енерговироблення палива.

З рисунку видно, що з часом зменшення (вигорання) урану ^{235}U супроводжується збільшенням (накопиченням) ізотопів плутонію ^{239}Pu , ^{240}Pu , ^{241}Pu , ^{242}Pu , урану ^{235}U , нептунію ^{237}Np , америцію ^{241}Am , ^{243}Am , і кюрію ^{242}Cm , ^{244}Cm . У даній роботі буде розглянуто процес отримання плутонію. Решта ізотопів не представляють інтересу, у зв'язку з тим, що їх значення набагато менше. Так, в кінці чотирирічної кампанії уран частково вигоряє, а замість нього накопичується 40 кг продуктів поділу і 11 кг актиноїдів, 10 кг з яких припадає на плутоній, 0,6 кг нептунію, 0,2 кг америцію і 60 г кюрію.

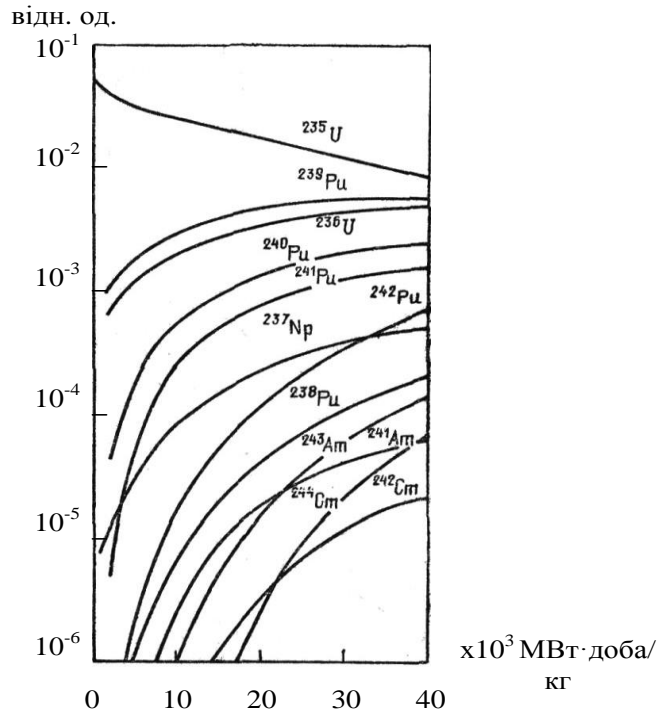


Рисунок 3.1 – Графік залежності змісту актиноїдів у відпрацьованому паливі реактора ВВЕР-1000 від питомого енерговироблення палива, де вісь абсцис – питоме енерговироблення, вісь ординат – зміст актиноїду

Внесок плутонію в сумарне енерговироблення реактора ВВЕР-1000 становить 30 %, причому до кінця кампанії при розподілі ізотопів плутонію виділяється більше енергії, ніж при розподілі ядер урану. Саме тому було прийнято рішення враховувати у відомій математичній моделі енергію, що виділяється ^{239}Pu .

В [63] наведено таблицю тепловиділення в реакторі, виробленого ізотопами урану ^{235}U . Нижче в табл. 3.1 наведено дані про тепловиділення, що виробляється ізотопами плутонію ^{239}Pu . У відсотках наведено значення локального місцевого та поступового, а також розсіяного миттєвого та поступового тепловиділення від кінетичної енергії осколків ділення, β -, γ -випромінювання.

Таблиця 3.1 – Види тепловиділення в реакторі

Вид тепловиділення у просторі	Вид тепловиділення у часі			
	Миттєве		Поступове	
	^{235}U	^{239}Pu	^{235}U	^{239}Pu
Локальне	Кінетична енергія осколків ділення:		β – випромінювання:	
	81,25 %	81,55 %	4,9 %	4,75 %
	β – випромінювання:			
4,41 %	4,28 %			
Розсіяне	Уповільнення нейтронів ділення:		γ – випромінювання:	
	2,4 %	2,75 %;	3,52 %	3,33 %
	γ – випромінювання:			
3,52 %	3,33 %			

Загальний вигляд відомої моделі енерговиділення наступний:

$$Q_i(\tau) = f_Q(\varepsilon_{\text{л}}^{\text{М}}, \varepsilon_{\text{р}}^{\text{М}}, \varepsilon_{\text{л}}^{\text{П}}, \varepsilon_{\text{р}}^{\text{П}}, \nu, V_i, \Sigma_f^5, E_f^5, q_{\text{П}}(\tau)) . \quad (3.6)$$

У даній дисертаційній роботі енерговиділення $Q_i(\tau)$ в а.з. реактора визначається як сума енерговиділення $Q_{1,i}(\tau)$ від поділу ^{239}Pu та $Q_{2,i}(\tau)$ від поділу ^{235}U в кожному i -му шарі [64]:

$$Q_i(\tau) = Q_{1,i}(\tau) + Q_{2,i}(\tau). \quad (3.7)$$

Енерговиділення від ^{239}Pu для i -ї зони а.з. реактора описується таким рівнянням:

$$Q_1(\tau) = ((\varepsilon_{\text{л}}^{\text{М}} + \varepsilon_{\text{р}}^{\text{М}}) + (\varepsilon_{\text{л}}^{\text{П}} + \varepsilon_{\text{р}}^{\text{П}}) \cdot q_{\text{П}}(\tau)) \cdot n_i^{\text{Pu}}(\tau) \cdot \nu \cdot V_i \cdot \Sigma_f^9 \cdot E_f^9. \quad (3.8)$$

Енерговиділення від ^{235}U для i -ї зони а.з. реактора описується таким рівнянням:

$$Q_2(\tau) = ((\varepsilon_{\text{л}}^{\text{М}} + \varepsilon_{\text{р}}^{\text{М}}) + (\varepsilon_{\text{л}}^{\text{П}} + \varepsilon_{\text{р}}^{\text{П}}) \cdot q_{\text{П}}(\tau)) \cdot n_i^{\text{U}}(\tau) \cdot \nu \cdot V_i \cdot \Sigma_f^5 \cdot E_f^5, \quad (3.9)$$

де $\varepsilon_{\text{л}}^{\text{М}}$ – доля миттєвого локального тепловиділення для ^{239}Pu та ^{235}U відповідно, відн. од.;

$\varepsilon_{\text{р}}^{\text{М}}$ – доля миттєвого розсіяного тепловиділення для ^{239}Pu та ^{235}U відповідно, відн. од.;

ε_{π}^{Π} – доля поступового локального тепловиділення для ^{239}Pu та ^{235}U відповідно, відн. од.;

ε_{ρ}^{Π} – доля поступового розсіяного тепловиділення для ^{239}Pu та ^{235}U відповідно, відн. од.;

ν – швидкість потоку нейтронів см/с;

$q_{\Pi}(\tau)$ – відносна потужність поступового тепловиділення, в шарах Q_i .

V_i – об'єм топлива в а.з., см³;

Σ_f^9, Σ_f^5 – макроскопічний перетин поділу ^{239}Pu та ^{235}U , см⁻¹;

E_f^9, E_f^5 – енергія поділу одного ядра ^{239}Pu та ^{235}U , яка перетворюється в теплову енергію, Дж;

Значення ν , V_i , Σ_f^9 , E_f^9 , Σ_f^5 , наведено в таблиці 3.2

Таблиця 3.2 – Значення складових енерговиділення

Назва	Позначення	Значення
Швидкість нейтронів щодо ядер	ν	2.2e+5 см/с
Макроскопічний перетин поділу ^{235}U	Σ_f^5	0.201 см ⁻¹
Енергія поділу одного ядра ^{235}U	E_f^5	3.204e-11 Дж
Макроскопічний перетин поділу ^{239}Pu	Σ_f^9	0.256 см ⁻¹
Енергія поділу одного ядра ^{239}Pu	E_f^9	3.204e-11 Дж

3.1.1.3 Модель передачі тепла палива до теплоносія

Відома модель складається з двох рівнянь балансів: тепла від твелів і теплоносія.

Рівняння балансу тепла від твелів кожної i -ї зони а.з. реактора має вигляд [55]:

$$Q_i(\tau) = C p_{\Pi} \cdot m_{\Pi} \frac{dt_i^{\Pi}}{d\tau} + \alpha \cdot F \cdot (t_i^{\Pi}(\tau) - t_i^{\text{cep}}(\tau)), \quad (3.10)$$

де $C p_{\Pi}$ – питома теплоємність палива, Дж/кг·К;

m_{Π} – маса палива, кг;

α – коефіцієнт теплопередачі від поверхні твел до теплоносія, Вт/м²·К;

F – площа теплопередаючої поверхні твел, м²;

$t_i^{\Pi}(\tau)$ – температура палива i -го шару а.з., °С;

$t_i^{\text{cep}}(\tau)$ – середня температура теплоносія i -го шару а.з., °С.

Температура на виході з одного шару дорівнює температурі на вході в інший шар у зв'язку з тим, що теплоносій по а.з. реактора рухається з постійною швидкістю від низу до верху.

$$t_i^{\text{вих}}(\tau) = t_{i+1}^{\text{вх}}(\tau).$$

Рівняння балансу теплоносія кожного i -го шару а.з. реактора має вигляд [55]:

$$\alpha \cdot F \cdot (t_i^{\Pi}(\tau) - t_i^{\text{cep}}(\tau)) = C p_{\tau} \cdot m_{\tau} \frac{dt_i^{\text{cep}}}{d\tau} + \frac{2 \cdot C p_{\tau} \cdot m_{\tau}}{\tau_0} \cdot (t_i^{\text{cep}}(\tau) - t_i^{\text{вх}}(\tau)), \quad (3.11)$$

де $C p_{\tau}$ – питома теплоємність теплоносія, Дж/кг·К;

m_{τ} – маса теплоносія в а.з. реактора, кг;

$t_i^{\text{вих}}(\tau)$ – температура теплоносія на виході з i -го шару, °С;

$t_i^{\text{вх}}(\tau)$ – температура теплоносія на вході в i -ий шар, °С;

τ_0 – час проходження теплоносія через а.з. реактора, с.

Середня температура теплоносія обчислюється як середнє арифметичне температур на вході та виході з а.з. реактора:

$$t_i^{\text{cep}}(\tau) = \frac{t_i^{\text{вих}}(\tau) + t_{i+1}^{\text{вх}}(\tau)}{2}. \quad (3.12)$$

У загальному вигляді модель передачі тепла палива до теплоносія запишеться:

$$Q_{\Pi}(\tau) = f_{Q_{\Pi}}(C p_{\Pi}, m_{\Pi}, \alpha, F, t_{\Pi}, t_{\text{cep}}). \quad (3.13)$$

Моделі ефектів реактивності розглянуто в Розділі 2.

3.1.2 Модель парогенератора і турбогенератора

Динаміка процесів, що відбуваються в ПГ описується за допомогою системи семи диференціальних рівнянь [55]: збереження маси речовини в ПГ; зміни обсягу живильної води від її маси в ПГ; залежності між масою згенерованої пари та її обсягом в ПГ; залежності кількості згенерованої пари від підведення теплоти 1-го контуру, обсягу пари та живильної води в ПГ; кількості теплоти, переданої з 1-го контуру в 2-й при зміні середньої температури теплоносія 1-го контуру і температури живильної води на лінії насичення в 2-му контурі; запізнювання теплового потоку при зміні температури теплоносія 1-го контуру; тиску пари в 2-му контурі при зміні витрати пари, еквівалентної температури та витрати живильної води.

$$\left\{ \begin{array}{l} \frac{dM_{\text{ЖВ}}}{d\tau} = G_{\text{ЖВ}}(\tau) - G_{\text{П}}(\tau) - D_{\Gamma}(\tau), \\ \frac{dV_{\text{ЖВ}}}{d\tau} = \frac{1}{\rho'} \cdot \frac{dM_{\text{ЖВ}}}{d\tau}, \\ T \frac{dV_{\text{П}}}{d\tau} + V_{\text{П}}(\tau) = \frac{T}{\rho''} \cdot D_{\Gamma}(\tau) - \frac{T}{\rho''} \cdot V_{\text{П}}(\tau) \cdot \frac{d\rho''}{dP} \cdot \frac{dP}{d\tau}, \\ D_{\Gamma}(\tau) = \frac{1}{r} \cdot \left[Q_{\Gamma}(\tau) - G_{\text{ЖВ}}(\tau) \cdot (i' - i_{\text{ЖВ}}) - (V_{\text{ЖВ}}(\tau) \cdot \rho' \cdot \frac{di'}{dP} + V_{\text{П}}(\tau) \cdot \rho'' \cdot \frac{di''}{dP}) \cdot \frac{dP}{d\tau} \right], \\ Q_{\Gamma}(\tau) = k \cdot F_e \cdot (t_{\text{сер}}(\tau) - \frac{dt_s}{dP} \cdot P(\tau)), \\ T_2 \cdot \frac{dt_{2e}}{d\tau} + t_{2e}(\tau) = t_{\text{ПГ}}^{\text{БХ}}(\tau), \\ T_p \cdot \frac{dP}{d\tau} + P(\tau) = -K_1 \cdot G_{\text{П}}(\tau) + K_2 \cdot t_{2e}(\tau) - K_3 \cdot G_{\text{ЖВ}}(\tau). \end{array} \right. (3.14)$$

де $M_{\text{ЖВ}}(\tau)$ – маса живильної води в ПГ, кг;

$G_{\text{ЖВ}}(\tau)$ – витрата живильної води, кг/с;

$G_{\text{П}}(\tau)$ – витрата пари, кг/с;

$D_{\Gamma}(\tau)$ – кількість генерованої пари, кг.

$V_{\text{ЖВ}}(\tau)$ – об'єм живильної води в ПГ, м³;

ρ' – густина живильної води на лінії насичення, кг/м³;

$V_{\text{П}0}$ – об'єм пари в ПГ в номінальному режимі, м³;

$G_{\text{П}0}$ – витрата пари в номінальному режимі, кг/с;

$V_{\text{П}}(\tau)$ – об'єм пари в ПГ, м³;

ρ'' – густина пари на лінії насичення, кг/м³;

$P(\tau)$ – тиск насиченої пари, МПа;

i'' – ентальпія пари на лінії насичення, кДж/кг;

i' – ентальпія живильної води на лінії насичення, кДж/кг;

$i_{\text{ЖВ}}$ – ентальпія живильної води в номінальному режимі, кДж/кг;

$Q_{\Gamma}(\tau)$ – кількість теплоти, яка передається з 1-го контуру в 2-й, МВт;

F_e – сумарна ефективна площа поверхонь нагріву в ПГ, м²;

k – коефіцієнт теплопередачі, Вт/м²·К;

$t_{\text{сер}}(\tau)$ – середня температура теплоносія 1-го контуру, °С;

$t_S(\tau)$ – температура теплоносія на лінії насичення, °С;

T_2 – еквівалентна постійна часу гріючих труб, с;

$t_{2e}(\tau)$ – еквівалентна температура, °С;

$t_{\text{вх}}^{\text{ПГ}}(\tau)$ – температура теплоносія на вході в ПГ, °С;

$i_{\text{ЖВ}}$ – ентальпія живильної води, кДж/кг.

Отже, в загальному вигляді (3.14) можна записати так:

$$\text{ПГ} = f_{\text{ПГ}}(M_{\text{ЖВ}}, G_{\text{ЖВ}}, G_{\text{П}}, D_{\Gamma}, V_{\text{П}}, Q_{\Gamma}, t_{\text{вх}}^{\text{ПГ}}, P). \quad (3.15)$$

Використано наближений математичний опис моделі турбогенератора тому, що динамічні процеси в генераторі практично безінерційні, а втрати енергії в ньому становлять близько 5 %, отже, $N_{\Gamma} = 0.95N_T$.

Модель турбогенератора описана рівняннями витрати пари і потужністю турбіни:

$$G_{\text{П1}}(\tau) = \frac{G_{\text{П0}}}{P_0} \cdot P(\tau), \quad (3.16)$$

$$\alpha_1 \cdot T_{\text{П}} \cdot \frac{dG_{\text{П2}}}{d\tau} + G_{\text{П2}}(\tau) = \frac{G_{\text{П0}}}{N_{\Gamma 0}} \cdot \left(1 - \frac{1}{\alpha}\right), \quad (3.17)$$

$$G_{\text{П3}}(\tau) = \frac{G_{\text{П0}}}{N_{\Gamma 0}} \cdot \frac{1}{\alpha} \cdot N_{\Gamma}(\tau), \quad (3.18)$$

де $T_{\text{П}} = 0.95 \cdot \frac{M_{\text{П0}}}{G_{\text{П0}}}$ – постійна часу, яка враховує ККД генератора, с;

α_1 – коефіцієнт, що дорівнює відношенню ефективного теплоперепаду в частині високого тиску до сумарного ефективного теплоперепаду в частинах високого і низького тисків турбіни;

$N_{\Gamma 0}$ – потужність генератора в номінальному режимі, МВт.

Сумарна витрата пари:

$$G_{\text{П}}(\tau) = G_{\text{П1}}(\tau) + G_{\text{П2}}(\tau) + G_{\text{П3}}(\tau). \quad (3.19)$$

Потужність турбіни визначається:

$$N_{\text{T}}(\tau) = \frac{N_{\Gamma 0}}{G_{\text{П0}}} \cdot G_{\text{П}}(\tau), \quad (3.20)$$

де $N_{\text{T}}(\tau)$ – потужність турбіни, МВт.

Тому, загальний вигляд процесів, які відбуваються в турбогенераторі, запишемо так (3.21):

$$\text{TГ} = f_{\text{TГ}}(G_{\text{П1}}, G_{\text{П2}}, G_{\text{П3}}, N_{\Gamma 0}, N_{\text{T}}(\tau)). \quad (3.21)$$

3.1.3 Модель запізнювання теплоносія в трубопроводах

Запізнення в теплопередачі між реактором і парогенератором в обидва боки також враховується в даній моделі. Таке запізнювання описано

рівняннями, які залежать від температури теплоносія 1-го контуру на вході й виході парогенератора і а.з. реактора [55].

$$T_{TR1} \frac{dt_{\text{ПГ}}^{\text{ВХ}}}{d\tau} + t_{\text{ПГ}}^{\text{ВХ}}(\tau) = t_{10}^{\text{ВНХ}}(\tau);$$

$$T_{TR2} \frac{dt_1^{\text{ВХ}}}{d\tau} + t_1^{\text{ВХ}}(\tau) = t_{\text{ПГ}}^{\text{ВНХ}}(\tau),$$

$$t_{\text{ПГ}}^{\text{ВХ}}(\tau) = t_{10}^{\text{ВНХ}}(\tau); t_{\text{ПГ}}^{\text{ВНХ}}(\tau) = t_1^{\text{ВХ}}(\tau).$$

де T_{TR1} и T_{TR2} – постійні часу, що залежать від швидкості теплоносія 1-го контуру і довжини трубопроводу від реактора до ПГ в обидві сторони, відповідно;

$t_{\text{ПГ}}^{\text{ВХ}}(\tau)$ и $t_{\text{ПГ}}^{\text{ВНХ}}(\tau)$ – температура теплоносія 1-го контуру на вході та виході парогенератора, відповідно;

$t_1^{\text{ВХ}}(\tau)$ и $t_{10}^{\text{ВНХ}}(\tau)$ – температура теплоносія 1-го контуру на вході та виході а.з. реактора, відповідно.

У загальному вигляді запишемо так:

$$\text{ТП} = f_{\text{ТП}}(t_{\text{ПГ}}^{\text{ВХ}}(\tau), t_{\text{ПГ}}^{\text{ВНХ}}(\tau), t_1^{\text{ВХ}}(\tau), t_{10}^{\text{ВНХ}}(\tau), T_{TR1}, T_{TR2}). \quad (3.22)$$

Таким чином, представлено опис відомої математичній моделі енергоблоку з ВВЕР-1000, а також внесено зміни в шари а.з. реактора, які враховують виділення енергії не тільки від ^{235}U , а й ^{239}Pu пошарово.

В загальному вигляді математична модель Z [55] має вигляд:

$$Z = \begin{cases} n(\tau) = f_n(\rho(\tau), \beta_{ef}, \beta_j, l, \lambda_j, C_j(\tau)); \\ Q_i(\tau) = f_Q(\varepsilon_{\text{л}}^{\text{М}}, \varepsilon_{\text{р}}^{\text{М}}, \varepsilon_{\text{л}}^{\text{П}}, \varepsilon_{\text{р}}^{\text{П}}, \nu, V_i, \Sigma_f^5, E_f^5, q_{\text{П}}(\tau)); \\ Q_{\text{П}}(\tau) = f_{Q_{\text{П}}}(Cp_{\text{П}}, m_{\text{П}}, \alpha, F, t_{\text{П}}, t_{\text{сер}}); \\ \rho_{Xe}(\tau) = f_{\rho_{Xe}}(\sigma_a^{Xe}, \sigma_a^5, N_5, N_{Xe_i}(\tau), \Theta); \\ \rho_{\text{T}}(\tau) = f_{\rho_{\text{T}}}(a_{\text{T}}); \rho_{\text{N}}(\tau) = f(a_{\text{N}}); \\ \rho_{\text{ОРСУЗ}}(\tau) = f_{\rho_{\text{ОРСУЗ}}}(a_i, h_{\text{СУЗ}}, h_0); \\ \rho_{\text{БОР}}(\tau) = f_{\rho_{\text{БОР}}}(\alpha_{\text{бор}}, C_{\text{бор}}); \\ \text{ПГ} = f_{\text{ПГ}}(M_{\text{ЖВ}}, G_{\text{ЖВ}}, G_{\text{П}}, D_{\text{T}}, V_{\text{П}}, Q_{\text{T}}, t_{\text{ВХ}}^{\text{ПГ}}, P); \\ \text{ТГ} = f_{\text{ТГ}}(G_{\text{П1}}, G_{\text{П2}}, G_{\text{П3}}, N_{\text{T0}}, N_{\text{T}}(\tau); \\ \text{ТП} = f_{\text{ТП}}(t_{\text{ПГ}}^{\text{ВХ}}(\tau), t_{\text{ПГ}}^{\text{ВНХ}}(\tau), t_1^{\text{ВХ}}(\tau), t_{10}^{\text{ВНХ}}(\tau), T_{TR1}, T_{TR2}). \end{cases} \quad (3.23)$$

Наступним кроком вдосконалення математичної моделі Z є врахування таких величин: аксіального офсету, глибини вигорання палива, параметру пошкодження оболонки твелу.

3.2 Модель аксіального офсету

Кількісною мірою стійкості реактора є аксіальний офсет (АО) – технологічна характеристика рівномірності енерговиділення, тому мірою ефективності експлуатації енергоблоку з ВВЕР-1000 є мінімізація відхилення АО [65].

В ході проведення експериментального моделювання роботи РУ за різними програмами регулювання АО підтримувався постійним за рахунок зміни положення регулюючої групи органів регулювання системи управління та захисту.

Величина АО визначається як:

$$AO = \frac{Q_h(\tau) - Q_l(\tau)}{Q_h(\tau) + Q_l(\tau)} \cdot 100\%, \quad (3.24)$$

де Q_h – енерговиділення верхньої половини а.з. реактора, МВт, яка обчислюється:

$$Q_h = \sum_{i=6}^{10} Q_i(\tau), \quad (3.25)$$

Q_l – енерговиділення нижньої половини а.з. реактора, МВт, яке можна знайти:

$$Q_l = \sum_{i=1}^5 Q_i(\tau). \quad (3.26)$$

У маневреному режимі значення АО має підтримуватися у встановленому регламентом діапазоні в залежності від поточного рівня потужності в [66].

У маневрених режимах значення АО не повинно виходити за встановлений регламентом діапазон [67, 68]. Для зміни потужності зі 100 до 80 % цей діапазон знаходиться в межах $[-5; 4]$. Значить, збільшення величини АО більше 4 – неприпустимо. Значення АО зведені в таблиці 3.3.

Таблиця 3.3 – Види тепловиділення в реакторі

Діапазон розповсюдження АО	Значення АО, %		
	100 %	90 %	80 %
Рекомендований діапазон	$[-5; 2.5]$	$[-5; 3]$	$[-5; 4]$
Допустимий діапазон	$[-30; 4]$	$[-32; 4]$	$[-50; 8]$
Нерекомендований діапазон	$[-45; -30];$ $[4; 25]$	$[-50; -37];$ $[4; 31]$	$[9; 50]$
Заборонений діапазон	$[-50; -46];$ $[26; 50]$	$[29; 50]$	не розповсюджується

Вихід значення АО за межі рекомендованої області може призвести до нерівномірності нейтронного потоку і виникнення осьових ксенонових коливань, поява яких негативно позначиться на часі стабілізації реактора та роботі обладнання 1-го контуру. При певних умовах нерівномірність нейтронного потоку в а.з. реактора може призвести до передаварійних або аварійних ситуацій.

У подальшому дослідженні стійкість реактора буде заснована на рекомендованому діапазоні зміни АО в залежності від рівня потужності.

3.3 Модель глибини вигорання палива

Ефективність використання ядерного палива на АЕС з реакторами на теплових нейтронах характеризується величиною середньорічного енерговироблення на 1 т або 1 кг завантаженого та відпрацьованого в

реакторі палива – середньою глибиною його вигорання, яка залежить від фактичної середньої енергонапруженості палива, при якій працює реактор, календарного часу і середнього коефіцієнта навантаження [69, 70]. Також значення глибини вигорання залежить від типу реактора, початкового збагачення, історії опромінення.

З огляду на нерівномірність нейтронного потоку та недосконалості регулювання в активних зонах ядерних реакторів має місце значна нерівномірність енерговиділення по висоті та діаметру активної зони, за окремими ТВЗ і твел, тому локальні значення глибини вигорання палива відрізняються між собою, а максимальні – визначаються врахуванням нерівномірності енерговиділення по активній зоні в цілому, яке визначається за коефіцієнтом питомої потужності [71].

Коефіцієнт питомої потужності аксіального сегмента може бути отриманий так:

$$k_{i,j} = \frac{Q_{i,j}}{Q_{i,j}^{\text{сеп}}}, \quad (3.27)$$

де $Q_{i,j}$ – енерговиділення однієї ТВЗ;

$Q_{i,j}^{\text{сеп}}$ – середнє енерговиділення в ТВЗ з розрахунку всієї а.з.

В свою чергу:

$$Q_{i,j}^{\text{сеп}} = \frac{Q(\tau)}{N}, \quad (3.28)$$

З (3.27) легко обчислити енерговиділення однієї ТВЗ:

$$Q_{i,j} = k_{i,j} \cdot Q_{i,j}^{\text{сеп}} \quad (3.29)$$

Отже, середня глибина вигорання палива в одній ТВЗ визначається як:

$$B_{i,j}(\tau) = \frac{1}{m_0} \int_0^{\tau} Q_{i,j}(t) \cdot dt \quad (3.30)$$

Надалі, граничний діапазон глибини вигорання палива по всій а.з. не перевищуватимуть значення 88 МВт·доба/кг.

3.4 Модель параметру пошкодження оболонки твелу

Причиною пошкодження паливної оболонки є фреттинг-знос, сміття в теплоносії, незначний вплив надають механічна взаємодія між паливом та оболонкою, корозійне розтріскування під напругою на ранніх стадіях опромінення палива, корозія при великих глибинах вигорання, а також інші фактори, детально розглянуті в розділі 1.

В ОКБ «ГІДРОПРЕС» при проектуванні твелів ВВЕР використовують міцнісні, деформаційні, теплофізичні й корозійні критерії [72]. Пошкодження оболонки, яке з'являється через спільну дію повзучості та втоми, визначається за критерієм міцності SC4:

$$\omega(\tau) = \sum_i NC_i^{\text{lim}} / NC_i^{\text{max}} + \int_0^{\tau} dt / t^{\text{lim}} < 1, \quad (3.31)$$

де NC_i^{lim} – гранична кількість циклів i -го типу;

t^{lim} – час до руйнування оболонки при даних параметрах її стаціонарного навантаження. При цьому, коефіцієнт запасу для SC4 становить $K_{\text{норм}} = 10$.

Отже, за критерієм пошкодження оболонки за даними ОКБ «ГІДРОПРЕС» інтервал зміни складає від 0 до 0,1.

Існує альтернативна точка зору щодо визначення критерію пошкодження, перш за все, слід зазначити роботу Мотое Сузукі [73], в якій еквівалентне напруження і швидкість еквівалентної деформації повзучості визначаються в залежності від температури в результаті взаємодії механічної та термічної моделі паливної таблетки газового зазору й оболонки. Така модель передбачає реакцію, в тому числі у вигляді випускання продуктів поділу твелу на комбінований вплив, включаючи опромінення, якому піддається твел при експлуатації.

В роботі [74] згідно з енергетичним варіантом теорії повзучості та тривалості міцності (ЕВТП), мірою пошкодження матеріалу прийнято вважати величину питомої роботи розсіювання, яка обчислюється за виразом:

$$A = \int_0^t \omega dt, \quad (3.32)$$

В роботі [75] запропоновано пошкодження паливної оболонки розглядати як відношення поточної питомої енергії розсіювання до граничної, при якій настає руйнування оболонки:

$$\omega(\tau) = A(\tau) / A_0, \quad (3.33)$$

де $\omega(\tau)$ – параметр пошкодження оболонки твелу,

$A(\tau), A_0$ – питома енергія розсіювання в момент часу та при руйнуванні оболонки, відповідно.

У цій же роботі пропонується визначати поточну питому енергію розсіювання:

$$A(\tau) = \int_0^{\tau} \sigma_e \cdot \dot{p}_e \cdot dt, \quad (3.34)$$

де \dot{p}_e – швидкість еквівалентної деформації повзучості, с^{-1} .

$\sigma_e(\tau)$ – еквівалентне напруження, Па;

Більш того, в [75] розраховано межу допустимого значення, яке може приймати такий критерій безпеки палива, як пошкодження оболонки від 0 до 0,5, тобто коефіцієнт запасу $K_{\text{норм}} = 2$.

Друга складова формули питомої енергії розсіювання визначається так:

$$\dot{p}_e = k \cdot \Phi(\delta_e + B \cdot e^{C \cdot \delta_e}) \cdot \exp(-10000 / R \cdot T) \cdot t^{-1/2}, \quad (3.35)$$

де $k = 5,129 \cdot 10^{-29}$;

$\Phi = 2,4 \cdot 10^{13}$ – густина потоку швидких нейтронів, $\text{см}^{-2} \cdot \text{с}^{-1}$;

$B = 7,252 \cdot 10^2$;

R – універсальна газова постійна, Дж/моль·К;

T – температура оболонки, К;

t – час, с.

Еквівалентне напруження (Па) обчислюється за формулою

$$\delta_e = 21,60 - 0,0213 \cdot T + \Delta\delta_{\text{рад}}, \quad (3.36)$$

де $\Delta\delta_{\text{рад}}$ – збільшення границі текучості через радіаційне зміцнення, розрахунок якого визначається

$$\Delta\delta_{\text{рад}} = 33,4[1 - \exp(-c \cdot \Phi \cdot t)]^{1/2}, \quad (3.37)$$

де $c = 2,92 \cdot 10^{-21} \cdot \exp(-1,6 \cdot 10^{-14} \cdot \Phi)$.

Таким чином, обрано спосіб знаходження пошкодження оболонки твела, запропонованого д.т.н. Пелих С.Н. У розрахунку враховується наступний допустимий діапазон пошкодження оболонки твела, який складає [0; 0,3].

Таким чином, існуючу математичну модель ректора Z (3.23) доповнено складовими (3.24), (3.30), (3.33), що дало змогу записати її у вдосконаленому вигляді:

$$M = f(Z; Q_{2,i}; B; \omega; AO). \quad (3.38)$$

3.5 Статичні програми регулювання потужності

Відомо [76], що статична програма являє собою залежність основних параметрів установки (витрат теплоносіїв першого та другого контурів, тиску і температури) від її потужності на сталих режимах. Вибір тієї чи іншої програми регулювання впливає на характеристики основного обладнання і представляє собою складну техніко-економічну задачу.

Програма регулювання розраховується за основними співвідношенням. Якщо знехтувати втратами теплоти в навколишнє середовище і прийняти теплоємність теплоносія та коефіцієнт теплопередачі в парогенераторі

незалежними від температури і навантаження, то для теплової потужності можна скласти співвідношення:

– для першого контуру

$$N = G_1 \cdot C_p \cdot (t_{\text{вих}} - t_{\text{вх}});$$

– для парогенератора

$$N = k \cdot F \cdot (t_{\text{сер}} - t_s);$$

– для другого контуру

$$N_{\text{тепл}} = G_{\text{п}} \cdot h_{\text{п}} - G_{\text{жв}} \cdot h_{\text{жв}},$$

де G_1 – витрата теплоносія першого контуру; C_p – його середня теплоємність; k і F – коефіцієнт теплопередачі й поверхня нагріву парогенератора; $G_{\text{п}}$ і $G_{\text{жв}}$ – витрати пари та живильної води в другому контурі; $h_{\text{п}}$ і $h_{\text{жв}}$ – ентальпії пари та живильної води в другому контурі; $t_{\text{вх}}$, $t_{\text{вих}}$ – температури теплоносія першого контуру на вході та виході активної зони реактора; t_s – температура насиченої пари на виході з парогенератора; $t_{\text{сер}}$ – середня температура теплоносія в першому контурі.

На АЕС з реакторами ВВЕР витрата теплоносія першого контуру G_1 постійна і не залежить від потужності.

Нормальне функціонування енергоблоку вимагає підтримки в певних межах цілого ряду теплотехнічних і фізичних параметрів, яка здійснюється відповідними додатковими регуляторами (на енергоблоці потужністю 1000 МВт є близько 120 локальних регуляторів).

Найбільшого поширення на ЯЕУ з ВВЕР-1000 отримали такі програми регулювання [77]:

– з постійною середньою температурою теплоносія в першому контурі ($T_{\text{сер}} = \text{const}$);

– з постійним тиском і температурою насичення пари у другому контурі ($P_2 = \text{const}$);

– з постійною температурою теплоносія на вході в реактор ($T_{\text{вх}} = \text{const}$) [78];

– компромісні програми;

Кожна програма регулювання має свої переваги і недоліки [79]. Систематизовані властивості кожної з програм наведено в табл. 3.4.

Таблиця 3.4 – Переваги і недоліки програм регулювання потужності ЯЕУ

Назва програми	Переваги	Недоліки
1	2	3
$T_{\text{сер}}=\text{const}$	<ul style="list-style-type: none"> – сприятливі умови для експлуатації обладнання 1-го контуру (відсутність термічних розширень); – швидкодія, легкість автоматизації. 	<ul style="list-style-type: none"> – підвищення тиску пари в ПГ з боку 2-го контуру при зниженні потужності енергоблоку (погіршення міцності); – виникнення ксенонових коливань; – велика кількість дебалансних вод; – введення-виведення ОР СУЗ викривляє поле енерговиділення; – при переміщенні ОР СУЗ вгору, на кордоні руху в оболонках твелів, розташованих поблизу ОР СУЗ через стрибок потужності, виникають значні напруження.
$P_2=\text{const}$	<ul style="list-style-type: none"> – сприятливі умови для експлуатації ПГ обладнання 2-го контуру (незмінність теплофізичних характеристик); – можливість використання при номінальному режимі більш високі параметри пари перед турбіною; – швидкодія, легкість автоматизації. 	<ul style="list-style-type: none"> – необхідність компенсатора тиску збільшеного розміру; – підвищені температурні напруги в корпусі реактора, оболонках твелів; – введення-виведення ОР СУЗ викривляє поле енерговиділення; – велика кількість дебалансних вод; – виникнення ксенонових коливань; – при переміщенні ОР СУЗ вгору, на кордоні руху в оболонках твелів, розташованих поблизу ОР СУЗ через стрибок потужності, виникають значні напруження.

Продовження табл. 3.4

1	2	3
$T_{\text{вх}}=\text{const}$	<ul style="list-style-type: none"> – мінімізація впливу на ОР СУЗ; – поліпшення умов роботи палива; – не змінюються параметри поля енерговиділення по висоті при змінах потужності. 	<ul style="list-style-type: none"> – невеликий діапазон регулювання обмежений допустимим тиском в ПГ; – температуру теплоносія на вході в а.з. реактора, жорстко обмежено таблицею допустимих режимів; – з'являються циклічні зміни параметрів 2-го контуру; – низька швидкодія.

На рис. 3.2 наведено характеристики технологічних параметрів енергоблоку з ВВЕР-1000, які притаманні статичній програмі $T_{\text{сеп}}=\text{const}$.

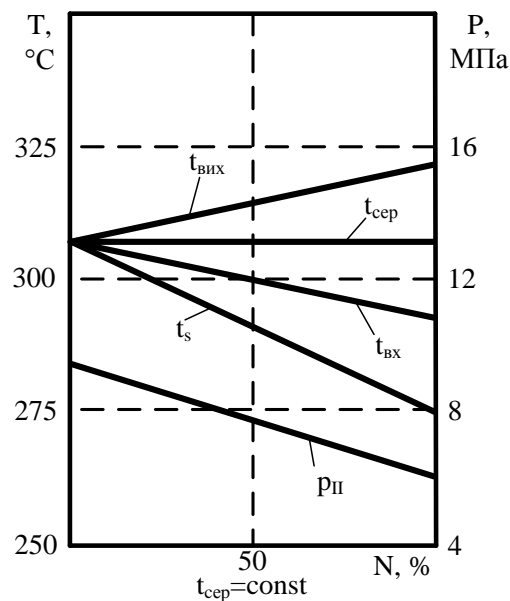


Рисунок 3.2 – Характеристики технологічних параметрів енергоблоку з постійною середньою температурою теплоносія в а.з. реактора: $t_{\text{вих}}$ – температура теплоносія на виході з а.з., $t_{\text{сеп}}$ – середня температура теплоносія в а.з., $t_{\text{вх}}$ – температура теплоносія на вході в а.з., $t_{\text{с}}$ – температура насиченої пари 2-го контуру, p_{II} – тиск пари у 2-му контурі

На рис. 3.3 наведено характеристики технологічних параметрів енергоблоку з ВВЕР-1000, які притаманні статичній програмі $T_{\text{вх}}=\text{const}$.

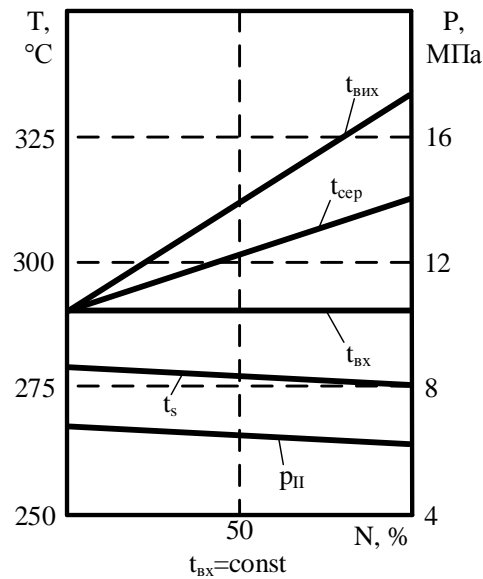


Рисунок 3.3 – Характеристики технологічних параметрів енергоблоку при експлуатації за статичною програмою $T_{\text{вх}}=\text{const}$

На рис. 3.4 наведено характеристики технологічних параметрів енергоблоку з ВВЕР-1000, які притаманні статичній програмі $P_2=\text{const}$.

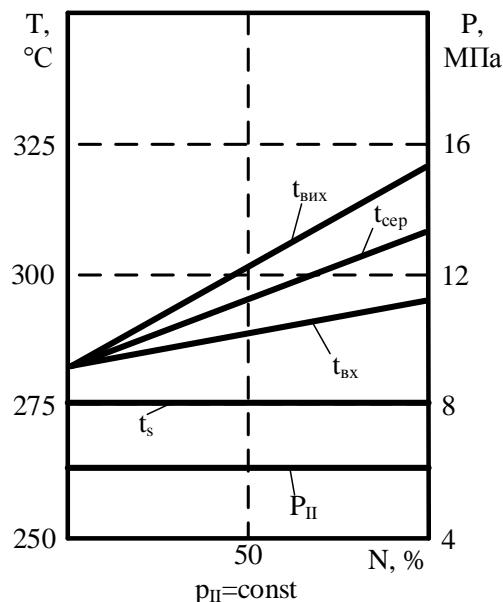


Рисунок 3.4 – Характеристики технологічних параметрів енергоблоку з постійним початковим тиском пари у 2-му контурі

На рис. 3.2 – 3.4 показано як поведуть себе технологічні параметри в діапазоні потужності енергоблоку 0 – 100 % за різними статичними програмами.

Збурення, які можуть виникнути і вплинути на роботу системи, представлені нижче.

Внутрішні збурення:

- корозійні відкладення на поверхнях теплообміну ПВТ, ПНТ, ПГ;
- вигоряння палива в реакторі;
- засмічення поверхонь теплообміну в парогенераторах;
- неконтрольоване порушення матеріального та енергетичного балансів 1-го і 2-го контурів через протікання.

До зовнішніх збурень можна віднести:

- змінення частоти в енергосистемі;
- змінення температури охолоджуючої води в конденсаторах турбін.

Основним завданням дослідження є вибір тієї чи іншої програми регулювання, яку потрібно включити, щоб перейти до планового стаціонарного стану ЯЕУ. Визначення виду програми відбувається в залежності від внутрішніх і зовнішніх збурень, які впливають на систему. Алгоритм вибору каналу побудований таким чином, щоб глибина вигоряння палива була максимальною, паливна оболонка не зруйнувалася, а аксіальний офсет не змінився.

3.6 Постановка задачі оптимізації

Умови задачі полягають в наступному: розглянемо 4-х літню кампанію реакторної установки, яка експлуатується за певною програмою регулювання потужності.

Реакторна установка буде регламентно зменшувати потужність у вечірній час доби, працюючи за обраною програмою регулювання, а в ранковий час вихід на потужність буде здійснювати за іншою (однієї з трьох) програмою регулювання. Таким чином статична програма регулювання потужності може бути змінена у вечірній час. Все буде залежати від рішення оперативного персоналу по зміні програми регулювання.

Грунтуючись на значеннях наведених вище параметрів (п. 3.2 – 3.4), таких як глибина вигорання B , пошкоджених оболонки ω і зміна аксіального офсету AO , можна буде керувати роботою РУ [80].

Більш того, доцільно керувати РУ ще так, щоб підтримувати оптимальне співвідношення ефективності та надійності.

У нашому випадку глибина вигорання палива B виступає як параметр ефективності, а AO і ω – параметри надійності експлуатації.

Дана задача відноситься до класу задач багатокритеріальної оптимізації. Для синтезу цільової функції оптимізації доцільно використовувати метод цільового програмування.

Так як критерії, які входять до складу цільової функції різнонаправлені, тобто прагнуть досягти різних цілей і мають відмінні одне від одного на порядок абсолютні значення, перш за все, необхідно провести їх нормування.

Прийнято, що максимально можливе значення глибини вигорання палива B становить 88 МВт·доба/кг урану, тому її нормоване значення стало від 0 до 1, і обчислювалося так:

$$B_{\text{норм}} = B_{\text{пот}} / B_{\text{max}}, \quad (3.39)$$

Показник пошкодження паливної оболонки в нормуванні не має потреб, так як він за своїм значенням [10] знаходиться в діапазоні від 0 до 1.

Максимально можливе значення аксіального офсету AO становить 5 відносних одиниць, у зв'язку з тим, що потрапляє в рекомендовану область, встановлену регламентом [11]. Нормоване значення обчислюється за (3.40)

$$AO_{\text{норм}} = AO_{\text{пот}} / AO_{\text{max}}, \quad (3.40)$$

Як відомо, однією з умов, при яких задача оптимізації може бути сформульована й розв'язана, є наявність єдиного, чітко сформульованого і кількісно визначеного критерію оптимальності у вигляді цільової функції.

В умовах багатьох цілей та обмеженості ресурсів не всі цілі можуть бути досягнуті. У цільовому програмуванні передбачається така можливість і для її відображення вводиться новий тип змінних, який показує ступінь відхилення досягнутого рівня цілей від необхідного.

У загальному вигляді цільова функція запишеться так [81]:

$$J = \sqrt{\kappa_1 (B_{\text{норм}} - B')^2 + \kappa_2 (\omega - \omega')^2 + \kappa_3 (AO_{\text{норм}} - AO')^2}, \quad (3.41)$$

де B', ω', AO' – цілі кожного критерію;

$\kappa_1, \kappa_2, \kappa_3$ – вагові коефіцієнти, $\kappa_1 = \kappa_2 = \kappa_3 = 1$.

У зв'язку з паритетом критеріїв, що входять до складу цільової функції, було прийнято рішення залишити вагові коефіцієнти, рівні одиниці.

В рамках даної задачі нормовані значення цілей наступні: $B' = 1$, так як знаходиться максимальне значення глибини вигорання; $\omega' = 0$, так як знаходиться мінімальне значення параметра пошкодження; $AO' = 0$, так як знаходиться мінімальне відхилення від заданого значення аксіального офсету. З точки зору надійності та безпечної експлуатації ЯЕУ, значення двох останніх зазначених величин повинні знаходитися в регламентних діапазонах.

Тому, вираз (3.41) можна спростити, виключивши нульові цілі:

$$J = \sqrt{\kappa_1 (B - 1)^2 + \kappa_2 \cdot \omega^2 + \kappa_3 \cdot AO^2} \quad (3.42)$$

Таким чином, рішення цільової функції оптимізації полягатиме в мінімізації функціоналу J , і запишеться так:

$$J(B, \omega, AO) \rightarrow \min. \quad (3.43)$$

Вирішивши поставлені завдання, можна буде говорити про поняття «ефективна експлуатація», тобто про рішення, яке об'єднує в собі три несумісні складові, але, все-таки, «корисне» з точки зору надійності та економічної вигоди. Таке рішення з точки зору багатокритеріальних оптимізаційних задач називається Парето оптимальним.

Цільова функція запишеться:

$$J = f(B, \omega, AO).$$

Нижче наведено аргументи кожного з критеріїв:

$$B = B(t_{\text{ТН}}^{\text{ВХ}}; n; \tau_{\text{експ}}); \quad (3.44)$$

$$\omega = \omega(t_{\text{ТН}}^{\text{ВХ}}; n; \tau_{\text{експ}}); \quad (3.45)$$

$$AO = AO(t_{\text{ТН}}^{\text{ВХ}}; n), \quad (3.46)$$

де $t_{\text{ТН}}^{\text{ВХ}}$ – температура теплоносія на вході в а.з., $^{\circ}\text{C}$;

n – густина нейтронного потоку;

$\tau_{\text{експ}}$ – час експлуатації, год.

Таким чином, цільова функція набула вигляду:

$$J = f(B(t_{\text{ТН}}^{\text{ВХ}}; n; \tau_{\text{експ}}); \omega(t_{\text{ТН}}^{\text{ВХ}}; n; \tau_{\text{експ}}); AO(t_{\text{ТН}}^{\text{ВХ}}; n)). \quad (3.35)$$

Застосуємо метод найшвидшого спуску для знаходження мінімуму отриманої функції трьох змінних [82].

Алгоритм знаходження J_{\min} методом найшвидшого спуску представлено нижче. В якості початкової точки прийняті дані з практики експлуатації ЯЕУ.

Розглянемо алгоритм i -ої ($i = 0, 1$) ітерації:

Крок 1. Визначення значення функції в точці $M_i(t_i; n_i; \tau_i)$:

$$J_i = f(B(t_i; n_i; \tau_i); \omega(t_i; n_i; \tau_i); \text{AO}(t_i; n_i))$$

Крок 2. Визначення похідної цільової функції, використовуючи формули чисельного диференціювання:

$$\frac{\partial J}{\partial t}(M_i) = \frac{\Delta J}{\Delta t}(M_i) = \frac{f(B(t_i + \Delta t; n_i; \tau_i); \omega(t_i + \Delta t; n_i; \tau_i); \text{AO}(t_i + \Delta t; n_i)) - J_i}{\Delta t},$$

$$\frac{\partial J}{\partial n}(M_i) = \frac{\Delta J}{\Delta n}(M_i) = \frac{f(B(t_i; n_i + \Delta n; \tau_i); \omega(t_i; n_i + \Delta n; \tau_i); \text{AO}(t_i; n_i + \Delta n)) - J_i}{\Delta n},$$

$$\frac{\partial J}{\partial \tau}(M_i) = \frac{\Delta J}{\Delta \tau}(M_i) = \frac{f(B(t_i; n_i; \tau_i + \Delta \tau); \omega(t_i; n_i; \tau_i + \Delta \tau); \text{AO}(t_i; n_i)) - J_i}{\Delta \tau}.$$

Крок 3. Обчислення антиградієнта

$$d_{t,i} = -\frac{\partial J}{\partial t}(M_i),$$

$$d_{n,i} = -\frac{\partial J}{\partial n}(M_i),$$

$$d_{\tau,i} = -\frac{\partial J}{\partial \tau}(M_i).$$

Крок 4. Обчислення $i + 1$ значення аргументів

$$t_{i+1} = t_i + h_t \cdot d_{t,i},$$

$$n_{i+1} = n_i + h_n \cdot d_{n,i},$$

$$\tau_{i+1} = \tau_i + h_\tau \cdot d_{\tau,i}.$$

Зауваження. За початкові значення кроку h для кожного аргументу $t_i; n_i; \tau_i$ приймемо значення, враховуючи їх фізичні властивості.

Для t_1 – температури теплоносія на вході в а.з. реактора $h = 0,295$ °С.

Для n_1 – нейтронного потоку в а.з. реактора $h = 9 \cdot 10^4$ шт/м².

Для τ_1 – часу експлуатації або кампанії реактора 26352 с.

Крок 5: обчислення значення цільової функції в наступній $i+1$ -ій точці:

$$J_{i+1} = f(B(t_{i+1}; n_{i+1}; \tau_{i+1}); \omega(t_{i+1}; n_{i+1}; \tau_{i+1}); AO(t_{i+1}; n_{i+1}))$$

Крок 6: порівняння значень функцій J_i з J_{i+1} . Так, якщо значення J_{i+1} менше за J_i , то обраний крок правильний, тому переходимо до кроку 1 алгоритму, взявши за M_i точку з координатами $(t_{i+1}; n_{i+1}; \tau_{i+1})$. В іншому випадку повертаємося до кроку 4 алгоритму, з новим значенням кроку $h = h/2$.

За критерій зупинки приймаємо умову $|J_{i+1} - J_i| \leq \varepsilon$, де ε – задана точність.

3.7 Висновки до третього розділу

1. Отримала подальший розвиток відома багатозонна модель реактора, вдосконалення якої дало можливість враховувати виділення енергії не тільки від ²³⁵U, а й ²³⁹Pu в кожному з десяти шарів а.з. реактора.

2. Також до існуючої математичної моделі реактора додано моделі аксіального офсету як кількісної міри сталості реактора, глибини вигорання палива як міри ефективності експлуатації, пошкодження оболонки твелу як міри безпеки експлуатації, що дозволило провести моделювання експлуатації ЯЕУ з ВВЕР-1000 й отримати необхідні дані для розв'язку задачі оптимізації.

3. Детально розглянуто статичні програми: $T_{\text{сер}} = \text{const}$, $P_2 = \text{const}$, $T_{\text{вх}} = \text{const}$, їх переваги та недоліки, що дало можливість скласти метод їх

перемикання в якості керуючого впливу в залежності від виникаючих збурень під час експлуатації ЯЕУ.

4. Синтезовано цільову функцію оптимізації, що дозволило застосувати метод найшвидшого пуску для знаходження Парето оптимального рішення.

5. Моделювання експлуатації ЯЕУ з ВВЕР-1000 на основі вдосконаленої математичної моделі покаже наскільки ефективна створена цільова функції, що враховує такі критерії, як глибина вигоряння палива, пошкодження паливної оболонки та аксіальний офсет. Буде знайдено рішення задачі оптимізації перемикання статичних програм регулювання потужності.

РОЗДІЛ 4

РЕЗУЛЬТАТИ ІМІТАЦІЙНОГО МОДЕЛЮВАННЯ ТА ОПТИМІЗАЦІЇ

В даному розділі наведено результати імітаційного моделювання, а також розв'язок цільової функції оптимізації перемикавання статичних програм. Показано вигляд зміни глибини вигорання палива, параметра пошкодження оболонки твелу, а також аксіального офсету протягом кампанії реактора.

4.1 Безударне перемикавання статичних програм регулювання потужності ЯЕУ з ВВЕР-1000

У середовищі Matlab Simulink реалізовано багатозонну модель енергоблоку з реактором типу ВВЕР-1000 з розподіленими параметрами [83].

Вхідні параметри енергоблоку наступні: початкове положення органів регулювання системи управління та захисту, регулюючого клапана турбіни, початкове значення концентрації борної кислоти.

Вихідними регульованими параметрами є: аксіальний офсет, нейтронна потужність, електрична потужність ЯЕУ, витрата пари, тиск пари в другому контурі, температура насичення, а також температура теплоносія.

Також синтезовано три окремих одноконтурних АСР потужності [84], за допомогою яких підтримується один з технологічних параметрів: $T_{\text{вх}}$ – температура теплоносія на вході в а.з. реактора, $T_{\text{сер}}$ – середня температура теплоносія, P_2 – тиск пари в другому контурі. Керуючим впливом для цих параметрів є зміна концентрації борної кислоти. Окремо ці схеми працюють вірно.

У даній дисертаційній роботі за допомогою зазначених АСР досліджувалися три статичні програми регулювання для одного і того ж

об'єкту – ЯЕУ з ВВЕР-1000 [85]. Для дослідження перехідних процесів при переході від однієї програми регулювання до іншої в існуючу модель АСР додано перемикач зазначених програм [86, 87].

При перевірці ідеї дисертаційного дослідження про можливість вибору каналу регулювання, виникла проблема в I-складовій ПІ-регуляторів при безпосередньому перемиканні. Вийшло, що кожен регулятор подає свій керуючий вплив на об'єкт керування через перемикач програм, а після об'єкту керування по лінії зворотного зв'язку в двох інших від'єднаних регуляторах накопичується помилка регулювання тому, що ці регулятори не з'єднані з об'єктом керування. При з'єднанні іншого регулятора у зв'язку з переключенням статичної програми відбувається передача сумарного керуючого впливу на об'єкт керування, що викликає пікову зміну основних технологічних параметрів об'єкту [88, 89]. Значення інших технологічних параметрів у цьому випадку також перевищують зону допустимих значень, що може привести до виникнення позаштатної ситуації.

На рис. 4.1 – 4.3 наведено графіки, де показано реакцію регульованих величин на перемикання статичних програм. З цих графіків видно, що значення регульованих величин збільшується при нанесенні скачкоподібного збурення. АО відхилився на 7 %, $T_{вх}$ – на 35 відн. од., P_2 – на 10 відн. од.



Рисунок 4.1 – Графік зміни АО при перемиканні статичних програм

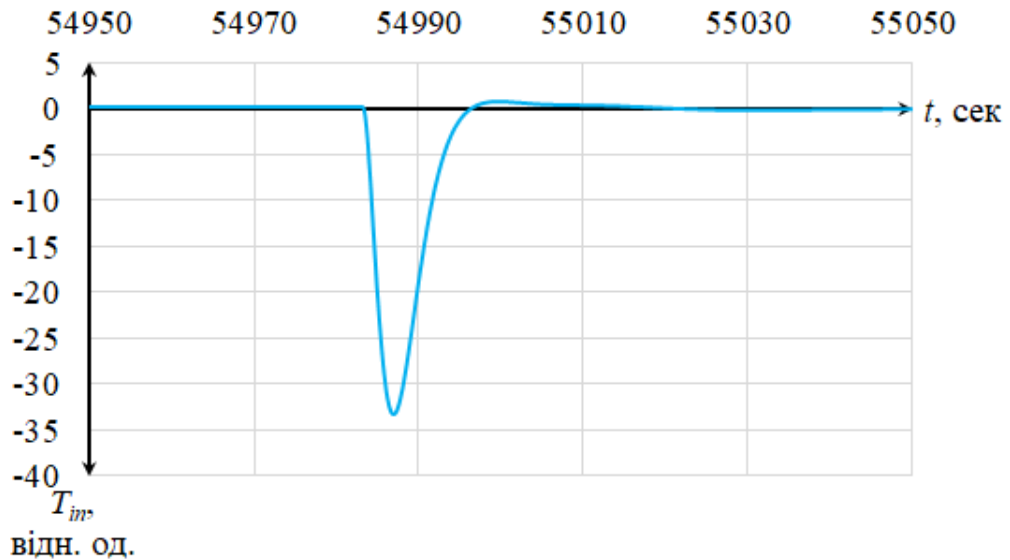


Рисунок 4.2 – Графік зміни T_{BX} при перемиканні статичних програм

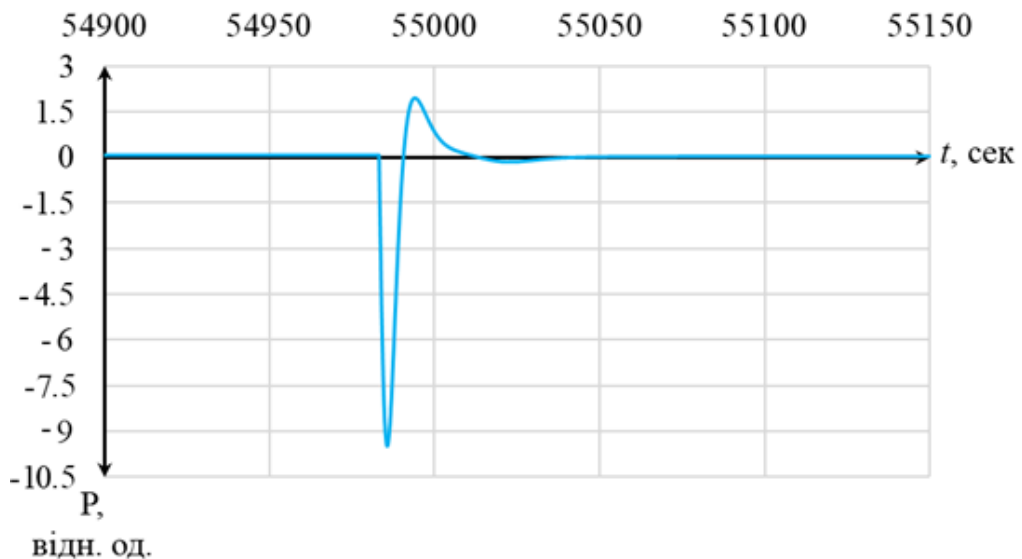


Рисунок 4.3 – Графік зміни P_2 при перемиканні статичних програм

В реальних умовах застосування регуляторів також зіткнулися зі схожою проблемою. При переході з автоматичного режиму управління на ручний і навпаки збільшується значення регульованої величини. Тому виникла необхідність в реалізації безударного або плавного переходу від одного режиму управління до іншого [90]. В даний час в промисловості використовують регулятори з технічно реалізованим плавним перемиканням режимів регулювання.

Отже, використовуючи досвід плавного перемикання, в даній дисертаційній роботі також вдалося ліквідувати різкий стрибок при моделюванні за допомогою додавання додаткових зворотних зв'язків, які позначені пунктирною лінією між перемикачем програм та регуляторами (рис.4.4). Таким чином, отримано плавний перехід при перемиканні з одного керуючого впливу на інший.

На рисунку 4.4 показано спрощену структурну схему енергоблоку та систему управління основними технологічними параметрами.

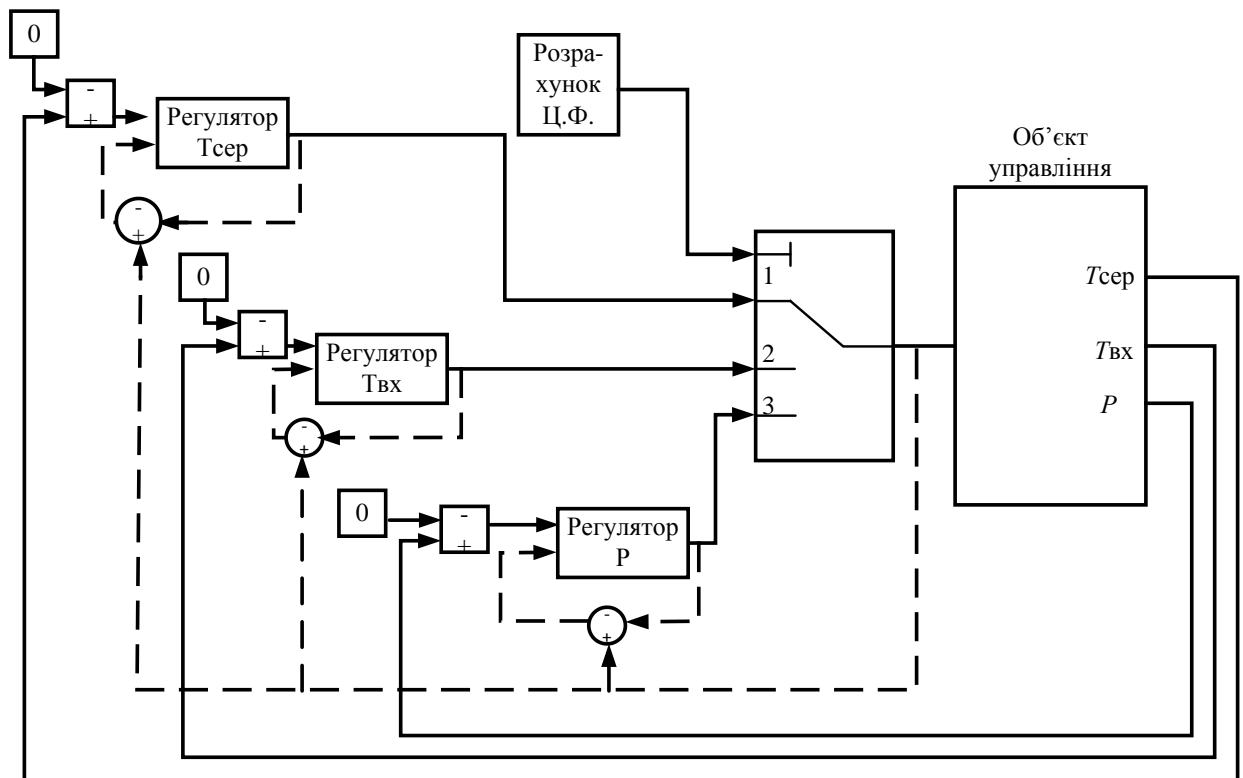


Рисунок 4.4 – Схема безударного перемикання між статичними програмами регулювання потужності ЯЕУ з ВВЕР-1000

Таким чином, реалізовано можливість безударного перемикання [91] між цими програмами. Зворотній зв'язок кожного з регуляторів ліквідує помилку регулювання. Це дозволило отримати реакцію на перемикання програм в діапазоні дозволених відхилень.

На рисунках 4.5–4.10 показано реакції технологічних параметрів на безударне перемикання програми при 80 % потужності ЯЕУ, а також вихід на 100 % потужність за іншою програмою регулювання.

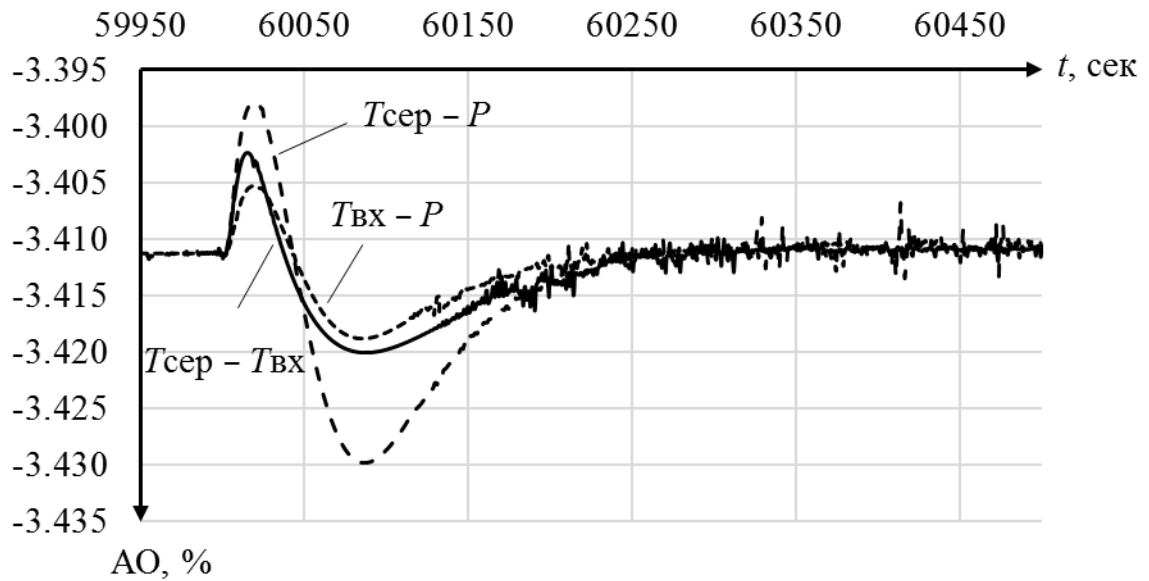


Рисунок 4.5 – Реакція аксіального офсету на пряме перемикання програм регулювання потужності

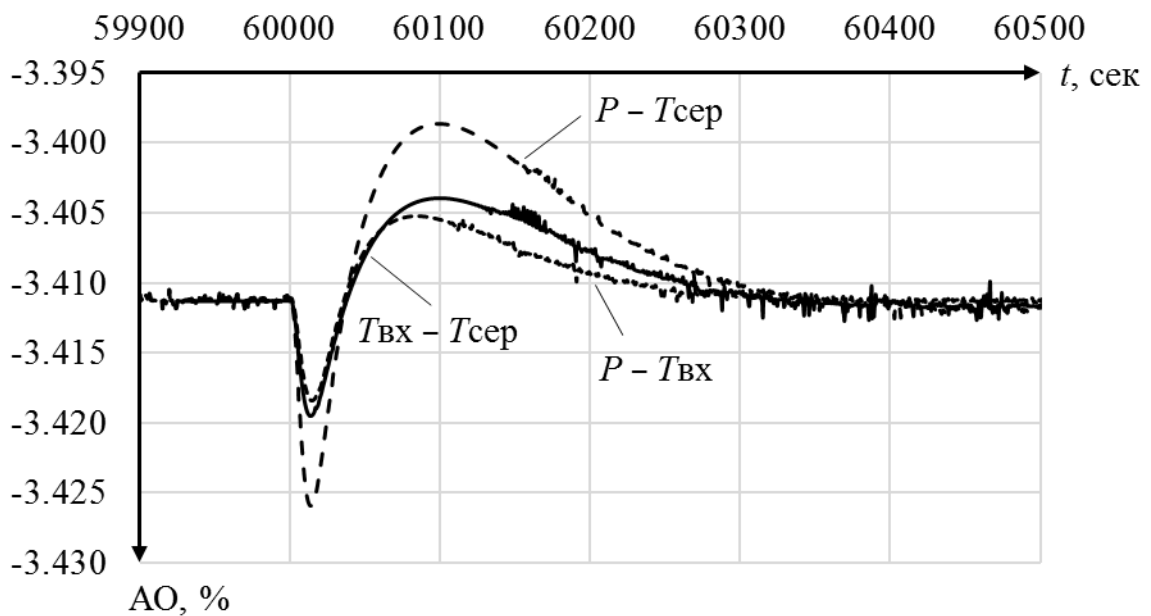


Рисунок 4.6 – Реакція аксіального офсету на зворотне перемикання програм регулювання потужності

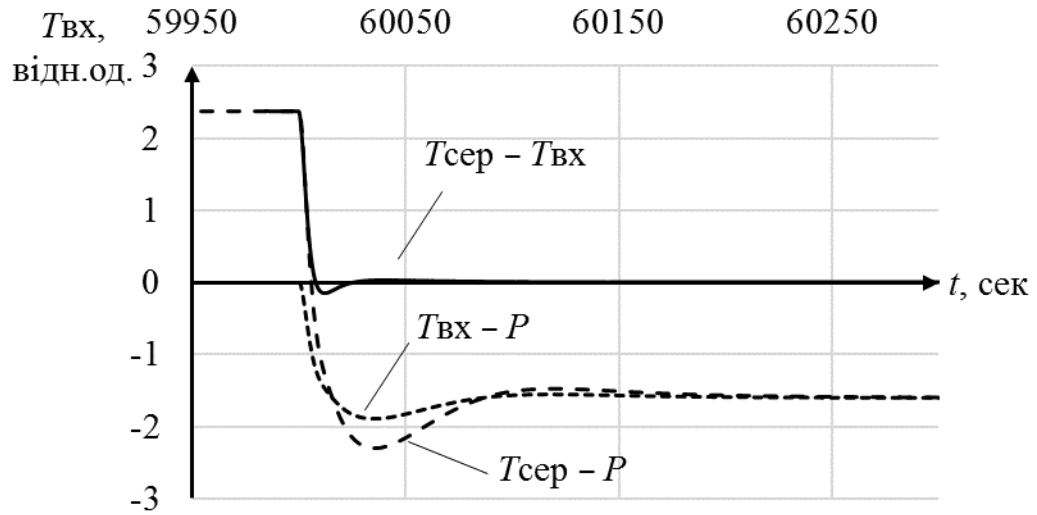


Рисунок 4.7 – Реакція температури теплоносія на вході в а.з. на пряме перемикання програм регулювання потужності

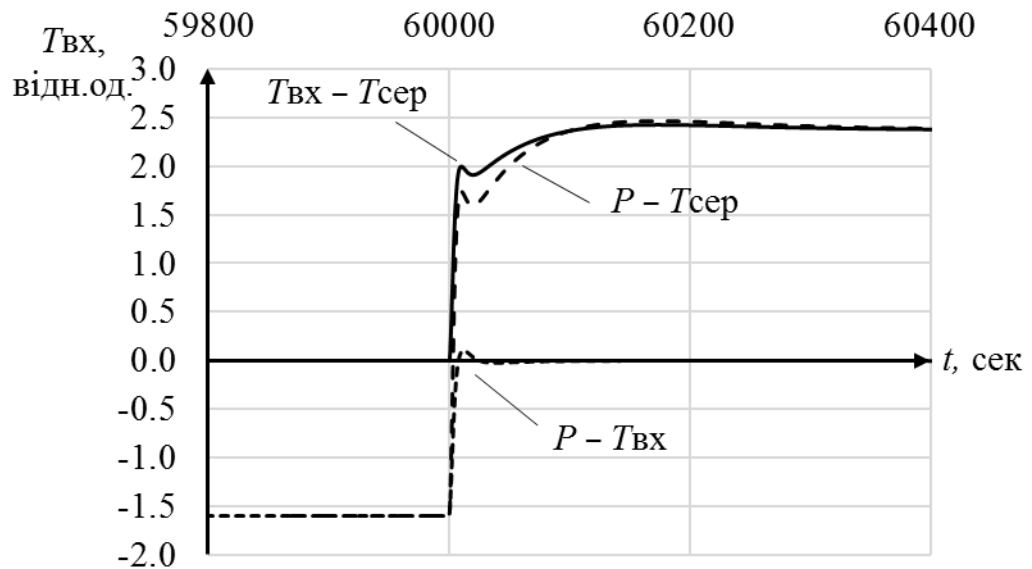


Рисунок 4.8 – Реакція температури теплоносія на вході в а.з. на зворотне перемикання програм регулювання потужності

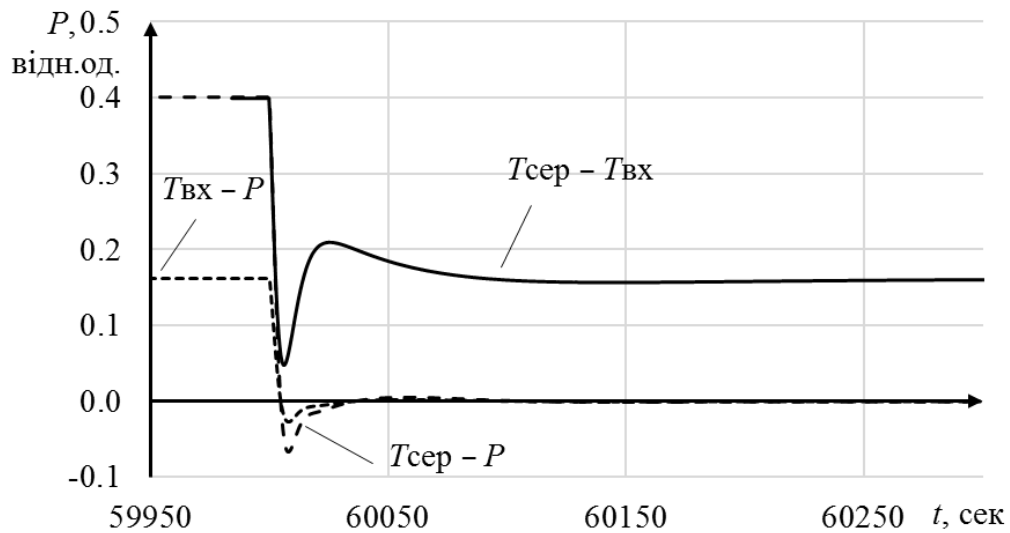


Рисунок 4.9 – Реакція тиску пари у другому контурі на пряме перемикання програм регулювання потужності

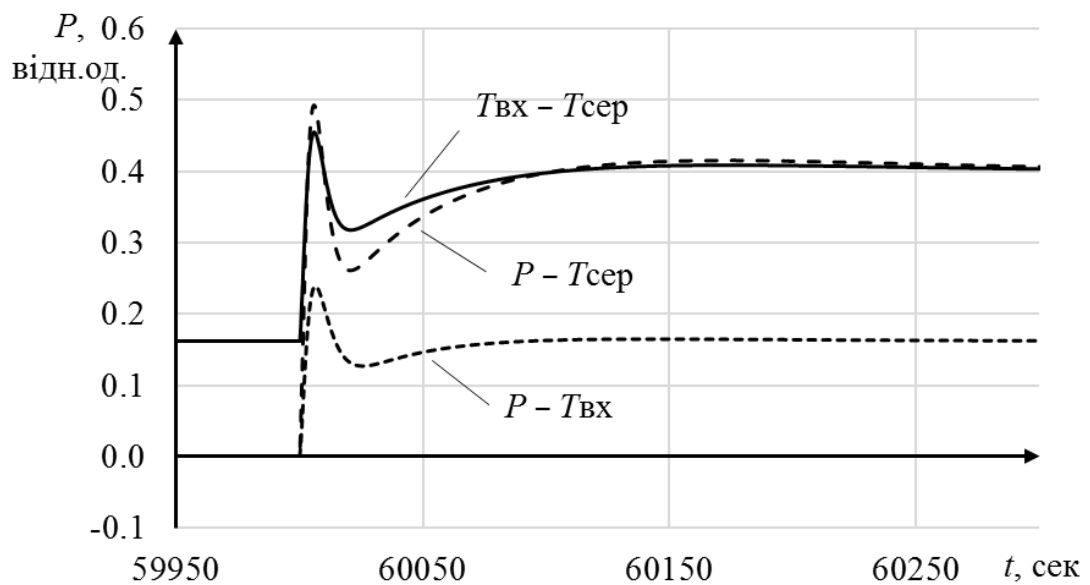


Рисунок 4.10 – Реакція тиску пари у другому контурі на зворотне перемикання програм регулювання потужності

Аналіз даних, наведених на рис. 4.5 – 4.10 показав, що максимальне відхилення АО склало 0,015 % при прямому перемиканні, 0,027 % – при зворотному, а час регулювання – 300 с. при прямому перемиканні та 400 с. – при зворотному. Температура теплоносія на вході в а.з. змінилася на 5 відн. од. за 150 с. при прямому перемиканні, та – на 4 відн. од. при

зворотному, час регулювання якого склав 300 с. Максимальне відхилення тиску пари при прямому перемиканні програм склало 0,45 відн. од., та 0,3 відн. од. – при зворотному. Час перехідного процесу в обох випадках склав 150 с.

4.2. Алгоритм добового маневру потужністю

Опис алгоритму розв'язання задачі дисертаційного дослідження представлено нижче.

Даний алгоритм працює в режимі передбачення. Отже, спочатку проводиться моделювання роботи РУ протягом доби в маневреному режимі, знижуючи потужність РУ до 80 % в нічний час доби та збільшуючи її до 100 % на початку дня. РУ експлуатується по одній з трьох розглянутих програм регулювання, а саме з постійним тиском в другому контурі, з постійною температурою теплоносія на вході в а.з. реактора, а також з постійною середньою температурою теплоносія в реакторі.

Протягом 15 годин потужність РУ підтримується постійною на рівні 100 %. Потім протягом 0,5 години за рахунок введення в реактор розчину борної кислоти потужність знижується до 90 %. Далі відбувається отруєння реактора, за рахунок чого його потужність зменшується до 80 % за 2,5 години. Далі РУ експлуатується на потужності 80 % протягом 4 годин. В цей час обчислюється значення цільової функції J , яка відповідає тій чи іншій програмі регулювання потужності. І так відбувається ще два рази для решти програм регулювання. Значення J порівнюються один з одним і знаходять мінімальне. Якщо мінімальне значення J відповідає поточній програмі регулювання потужності, тоді експлуатація РУ протягом наступної доби буде відбуватися за тією ж програмою регулювання. Якщо ж мінімальне значення J буде відповідати іншій програмі регулювання, тоді потрібно буде

переключити обладнання та вихід на 100 % потужності здійснити за іншою програмою регулювання протягом 2 годин. Далі цикл триває протягом всієї паливної кампанії.

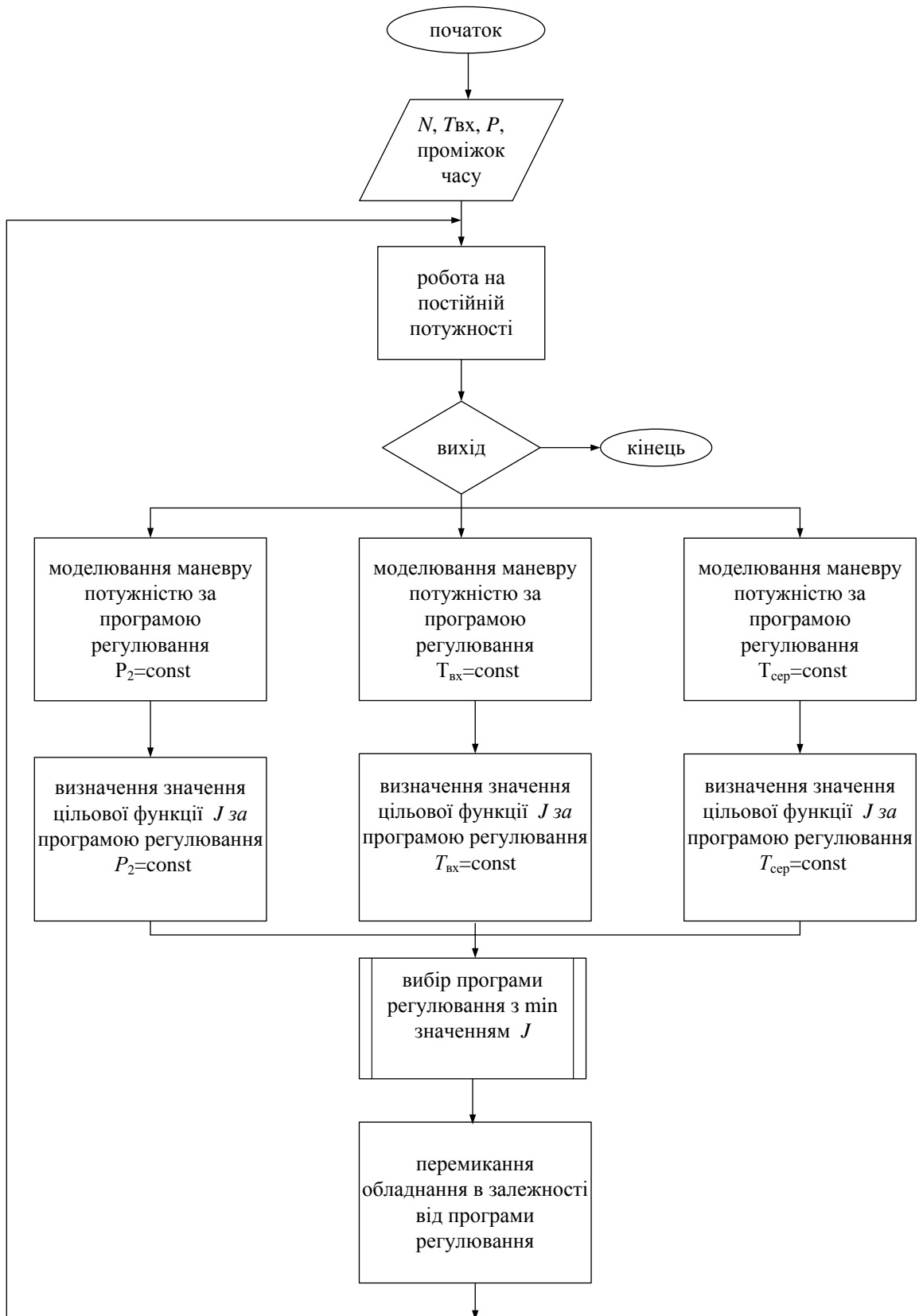


Рисунок 4.11 – Алгоритм перемикання програм регулювання потужності

4.3 Імітатор реактору як програмний засіб для перевірки стійкості реакторної установки при зміні потужності

Програма Імітатор Реактору (ІР) є універсальним засобом розрахункового моделювання роботи реактора типу ВВЕР-1000. Програма призначена для проведення розрахунків в проектних і дослідницьких роботах по удосконаленню паливних циклів та алгоритмів керування реактором, а також для використання на діючих АЕС в якості програмного засобу інформаційної підтримки оператора реактора [92]. Розрахункова нейтронно-фізична модель активної зони реактора, закладена в ІР, ідентична моделі програми БІПР-7А.

Програма ІР забезпечує реалізацію двох основних функцій: головної та графічної. Головна функція виконує розрахункове моделювання роботи реактора. Графічна функція виконує завдання візуалізації інформації на екрані монітора робочого місця користувача у вигляді графіків, таблиць, картограм активної зони, фазових діаграм.

ІР передбачено роботу в чотирьох основних режимах: «контроль», «діалог», «таблиця», «архів». У даній дисертаційній роботі експерименти, які проводилися за допомогою ІР, виконано в режимі «таблиця», тому що потрібно було опрацювати великий обсяг даних.

Вихідними даними для розрахунку в ІР були такі величини: режим роботи програми, час моделювання, величина занурення ОР СУЗ, потужність РУ, температура теплоносія на вході в а.з., параметр критичності, що вводиться борною кислотою та крок розрахунку.

Проведено дослідження на сталість ЯЕУ з ВВЕР-1000 за критерієм АО при добовому маневруванні потужністю в діапазоні 20 % за різними статичними програмами регулювання потужності: $T_{\text{сер}}=\text{const}$, $T_{\text{вх}}=\text{const}$, $P_2=\text{const}$ [93]. Експеримент був наступний: ЯЕУ з ВВЕР-1000 протягом дня (16 годин) працювала на 100 % потужності, а вночі (8 годин) – на 80 %,

причому потужність змінювалась згідно з регламентом. Зниження потужності N з $N_1 = 100\%$ до $N_2 = 90\%$ відбувалося протягом 0,5 годин по закону $-2\%/6$ хв за рахунок введення розчину борної кислоти до теплоносія 1-го контуру та занурення 10 групи ОР СУЗ до позначки 88,65%. Потужність N з $N_2 = 90\%$ до $N_3 = 80\%$ знижувалася протягом 2,5 годин по закону $-0,4\%/6$ хв за рахунок отруєння а.з. занурення 10 групи ОР СУЗ до позначки 82%. Розчин борної кислоти витримує потужність $N = 80\%$ протягом 4 годин. Збільшення потужності N з $N_3 = 80\%$ до $N_1 = 100\%$ відбувалося протягом 2 годин по закону $1\%/6$ хв за рахунок введення чистого дистилляту та повернення ОР СУЗ до позначки 90%.

Для визначення границь сталості АО, рекомендований діапазон якого у відсотках складає $[-5; 2,5]$ для 100% потужності, $[-5; 4]$ – для 80% потужності, проведено моделювання режимів навантаження ЯЕУ з ВВЕР-1000 протягом чотирьохрічної кампанії, значення граничної доби, після якої реактор втрачає сталість, та значення АО наступної доби, наведено в табл. 2, де N_{var} – перехідний режим, N_{const} – стаціонарний режим.

Таблиця 4.1 – Дані про нестабільність АО

Режим навантаження	Гранична доба сталості АО, еф. діб.	Значення АО на наступну після граничної добу, %
1 міс N_{var} , 1 міс N_{const}	163	-7,09
15 діб N_{var} , 1.5 міс N_{const}	59	-6,23
2 міс N_{var} , 1 міс N_{const}	96	-10,28
2 міс N_{var} , 2 міс N_{const}	124	-7,99
2 міс N_{var} , 3 міс N_{const}	205	-6,68
2 міс N_{const} , 1 міс N_{var}	68	-7,03
2 міс N_{const} , 2 міс N_{var}	240	5,24

Отримано наступні результати: ЯЕУ з ВВЕР-1000 виходить з стану рівноваги, якщо змінювати перехідний та стаціонарний стани тому, що ЯЕУ – дуже великий агрегат, якому притаманна інерційність.

В ході проведення наступних комп'ютерних експериментів, які полягали у виявленні стійкого стану без чергування режимів роботи, а використовуючи лише графік добового маневрування потужністю, отримано значення аксіального офсету всієї активної зони, а також значення АО в ТВЗ першого, другого, третього і четвертого років експлуатації. В результаті встановлено різний часовий діапазон, протягом якого можна щодня маневрувати потужністю ЯЕУ, експлуатуючи її за різними програмами регулювання потужності. Так, ЯЕУ з ВВЕР-1000, яка працює за автоматизованою системою, що підтримує постійною температуру теплоносія на вході в а.з. реактора, залишиться в стійкому стані, якщо зупинити маневри після 6 місяців експлуатації. РУ, що працює за автоматизованою системою, яка підтримує постійною середню температуру теплоносія, залишиться в стійкому стані, якщо зупинити маневри після 7 місяців експлуатації. А ось РУ, що працює за автоматизованою системою, яка підтримує постійним тиск пари у другому контурі, залишиться в стійкому стані, якщо зупинити маневри вже після 1 місяця експлуатації.

Дані про різний часовий діапазон, протягом якого можна щодня маневрувати потужністю ЯЕУ наведено табл. 4.2.

Таблиця 4.2 – Період часу маневрів потужністю

Назва програми регулювання	Час, протягом якого змінювалася потужність, міс.
$T_{вх}=\text{const}$	6
$T_{сеп}=\text{const}$	7
$P_2=\text{const}$	1

Таким чином, отримано масив даних АО для твелу середнього по ТВЗ за трьома програмами регулювання та на різних рівнях потужності.

IP використано для отримання варіантів використання програм регулювання, які технологічно реалізуються, а також не заборонені регламентом режиму експлуатації. Також для того, щоб звузити область можливих робочих значень, які показали б дозволені режими експлуатації.

4.4 Програмний продукт FEMAXI-4 як засіб для обчислення глибини вигорання B і параметра пошкодження оболонки палива ω

FEMAXI – комп'ютерний код, який призначений для аналізу поведінки твелу, використовуюваного в реакторах типу ВВЕР в стаціонарному та перехідному режимі експлуатації в будь-який момент терміну його служби [95]. Результат буде залежати тільки від перестановки палива, режиму навантаження і експлуатації. Основним завданням FEMAXI є обчислення розподілу напружень і деформацій в паливі і оболонці внаслідок механічної взаємодії гранул з оболонкою, і швидкість вивільнення газоподібних продуктів поділу під час маневрування потужністю. Більш того, існують вдосконалені варіації цього програмного коду, які дозволяють розрахувати глибину вигорання палива, пошкодження паливної оболонки, еквівалентне й тангенціальне напруження, границю текучості матеріалу оболонки.

В якості вихідних даних в FEMAXI були взяті k_v – максимальні значення відносної потужності комірок а.з., отримані в IP. Потім k_v були помножені на коефіцієнт нерівномірності 1.4, характерний для найбільш складного випадку (перестановка 3–22–54–29), тобто такого в якому можливе перевищення значень розглянутих параметрів.

В результаті експерименту, було отримано значення B і ω (рис. 4.12, 4.13).

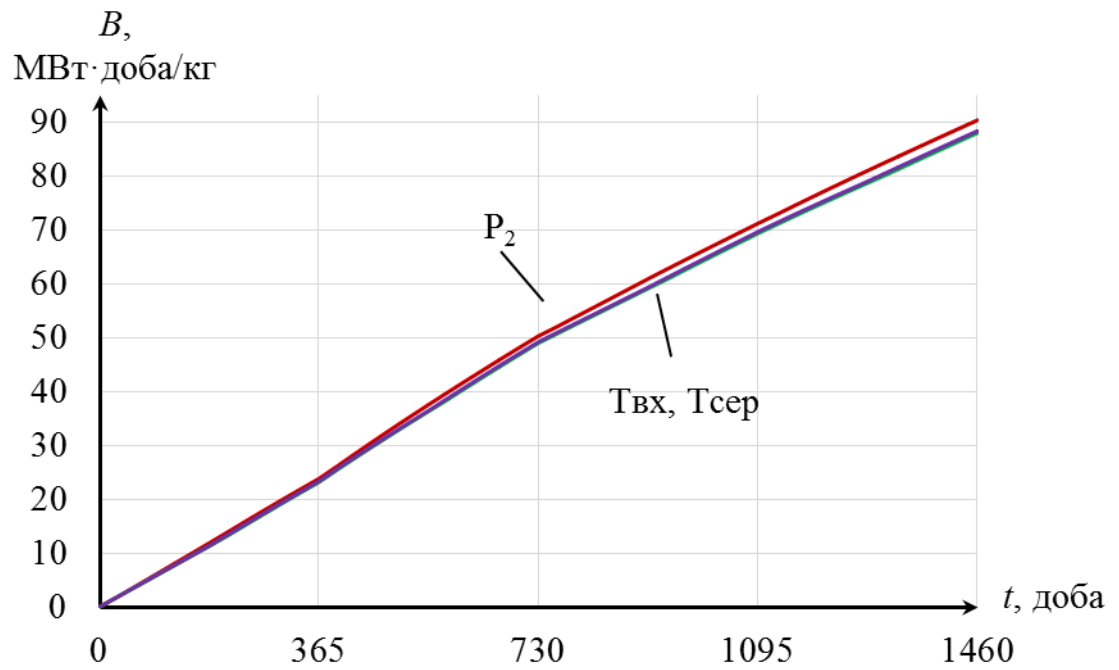


Рисунок 4.12 – Зміна глибини вигорання палива у часі за різними статичними програмами

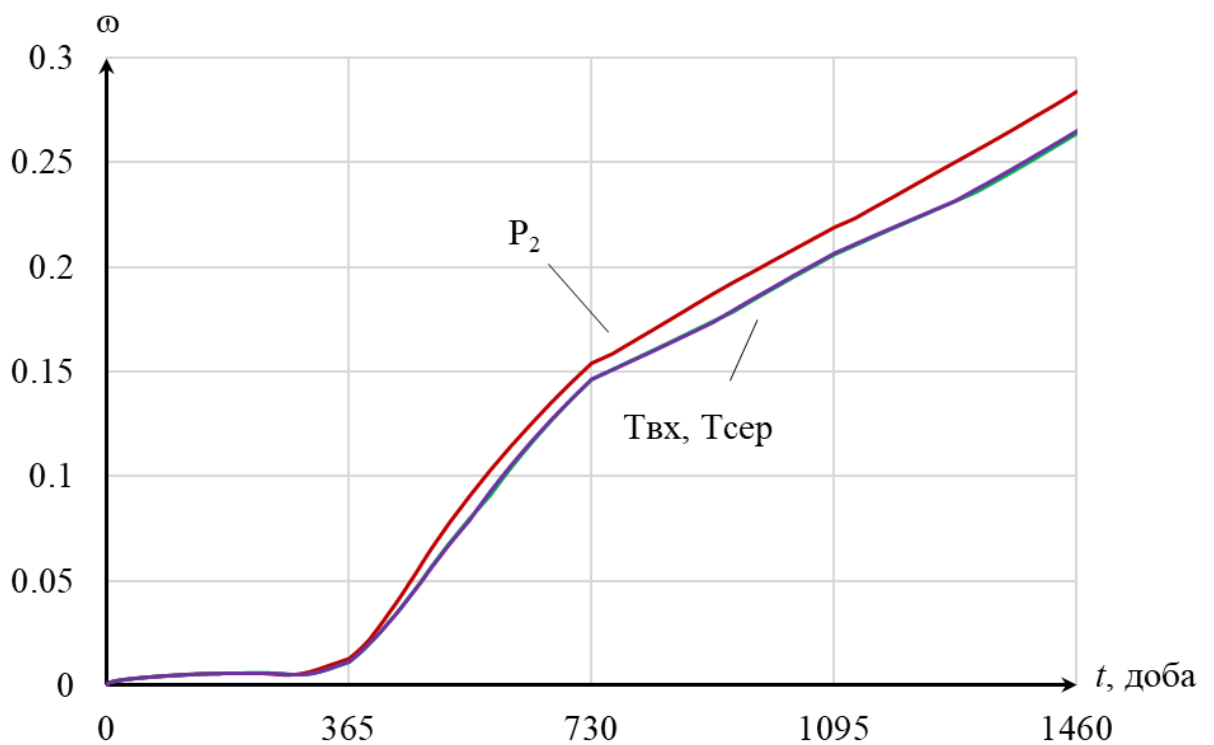


Рисунок 4.13 – Зміна параметру «пошкодження паливної оболонки» у часі за різними статичними програмами

4.5 Розв'язок задачі оптимізації

Пошук мінімуму цільової функції поширювався на область значень, отриманих при моделюванні добових маневрів потужністю різної тривалості часу, коли ЯЕУ з ВВЕР-1000 залишалася в стійкому стані.

Розглянувши історії навантаження різної тривалості та комбінацій, встановлено, що чергувати перехідний та стаціонарний режими не рекомендується. Тому, розв'язок цільової функції отримано порівнюючи експлуатацію ЯЕУ з ВВЕР-1000 за розглянутими статичними програмами при одному, двох, трьох, чотирьох, п'яти і шести місяцях маневрів.

На рис. 4.14 – 4.16 показано зміну АО в діапазоні допустимих значень, що відрізняються програмою регулювання та тривалістю маневрів протягом одного року експлуатації.

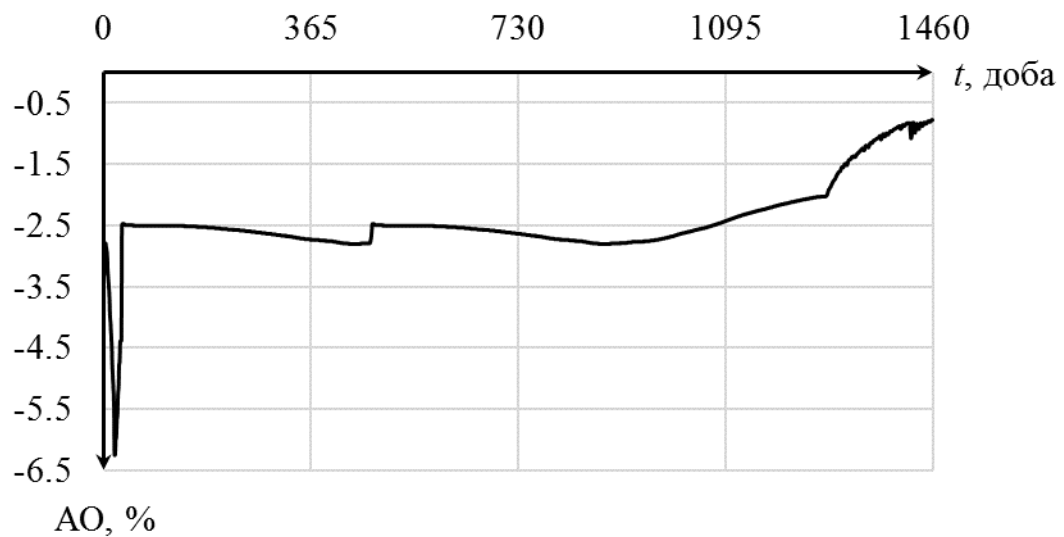


Рисунок 4.14 – Графік зміни АО у часі при довжині добових маневрів 1 місяць за статичною програмою $P_2 = \text{const}$

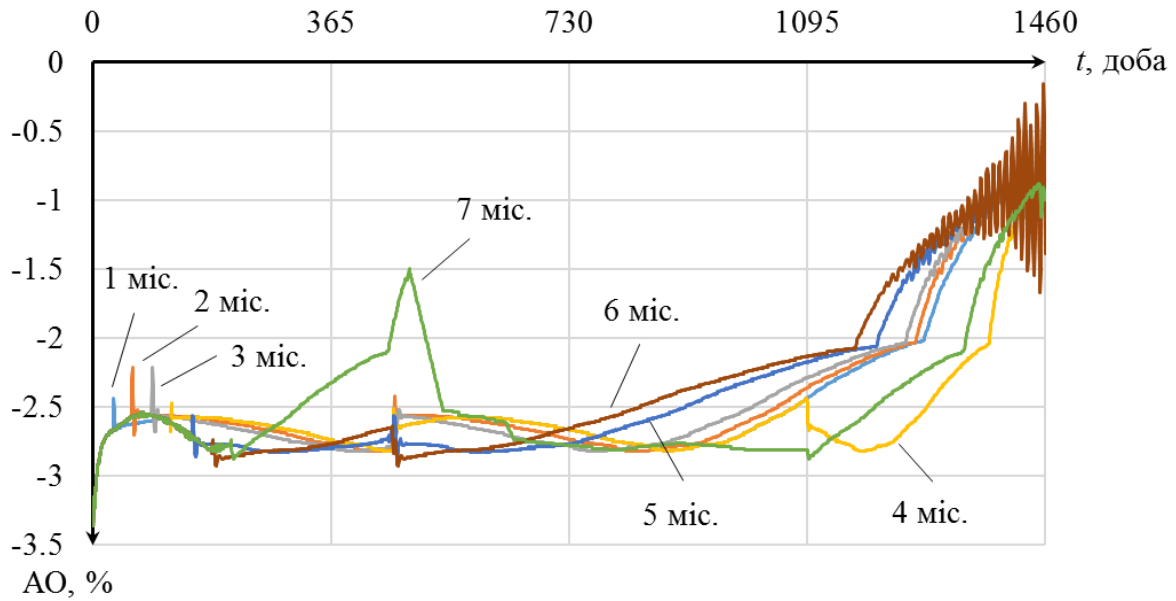


Рисунок 4.15 – Графік зміни АО у часі при різній довжині добових маневрів за статичною програмою $T_{\text{ср}}=\text{const}$

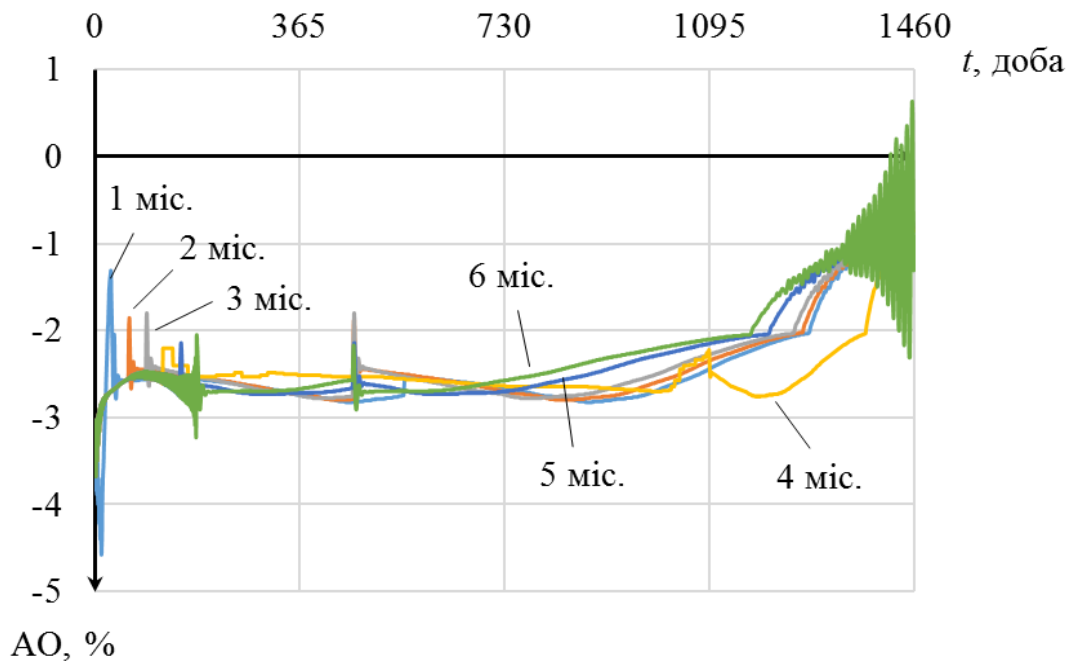


Рисунок 4.16 – Графік зміни АО у часі при різній довжині добових маневрів за статичною програмою $T_{\text{вх}}=\text{const}$

Задля того, щоб порівняти експлуатацію ЯЕУ за трьома статичними програмами, випадковим чином, але однаково на три програми регулювання

вносилися ймовірні внутрішні та зовнішні збурення, у вигляді «Шуму Перліна» для порівняння та пошуку найкращої програми.

На рис. 4.17, 4.18 наведено нормовані значення вигорання палива та параметру пошкодження паливної оболонки під впливом Шуму Перліна.

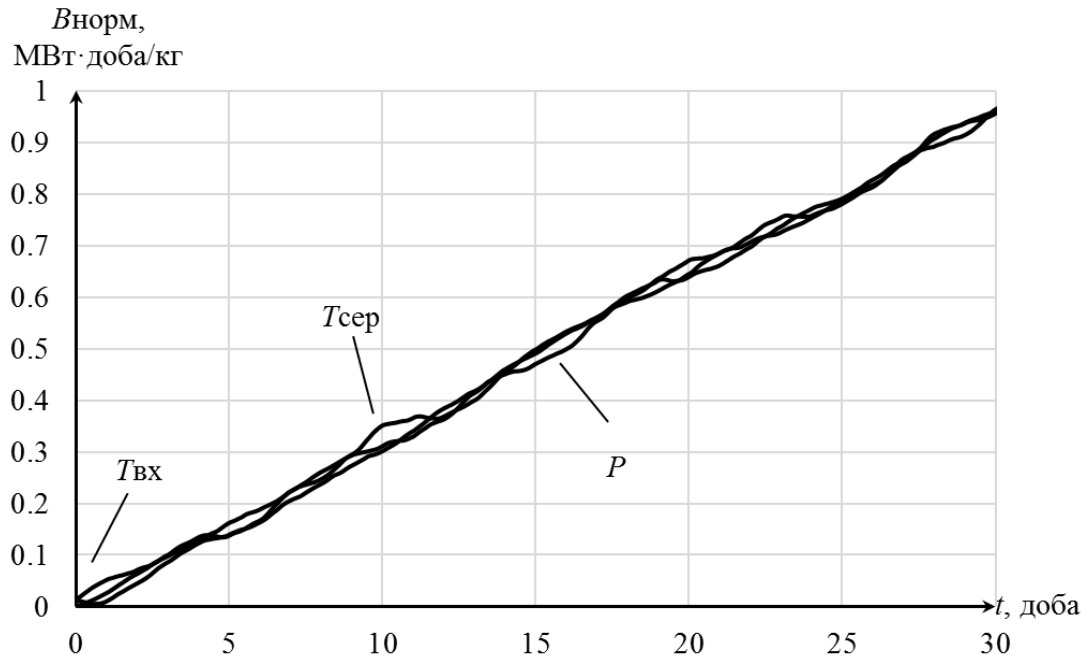


Рисунок 4.17 – Зміна вигорання палива протягом одного місяця

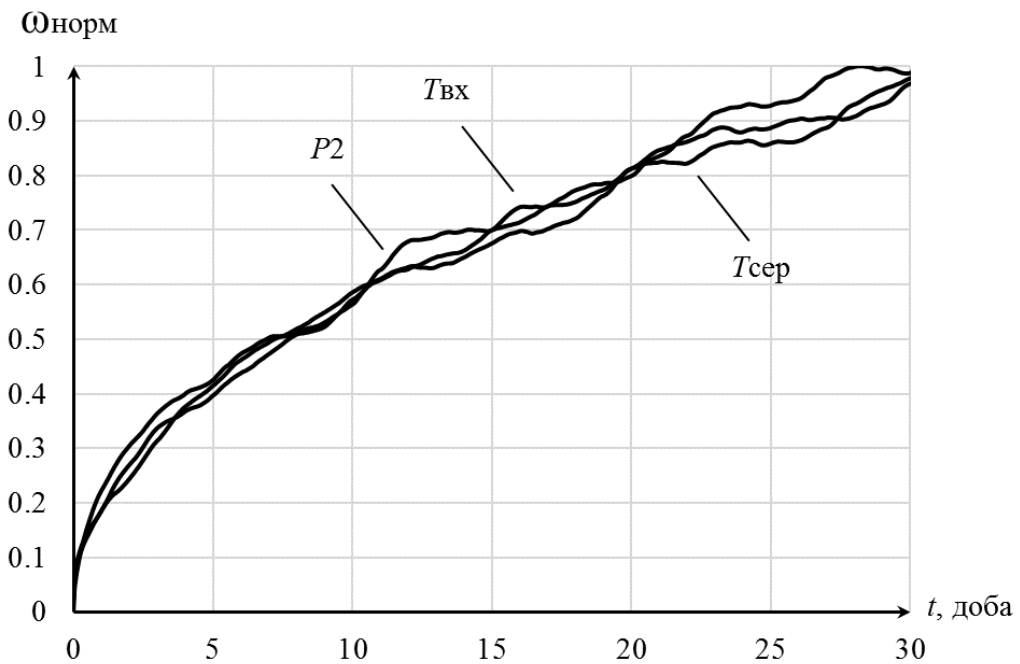


Рисунок 4.18 – Зміна параметру пошкодження паливної оболонки протягом одного місяця

Саме за цими даними перевірено розв'язок цільової функції протягом 1 місяця експлуатації ЯЕУ за графіком добового маневрування, яке становить 11 перемикань (рис 4.19).

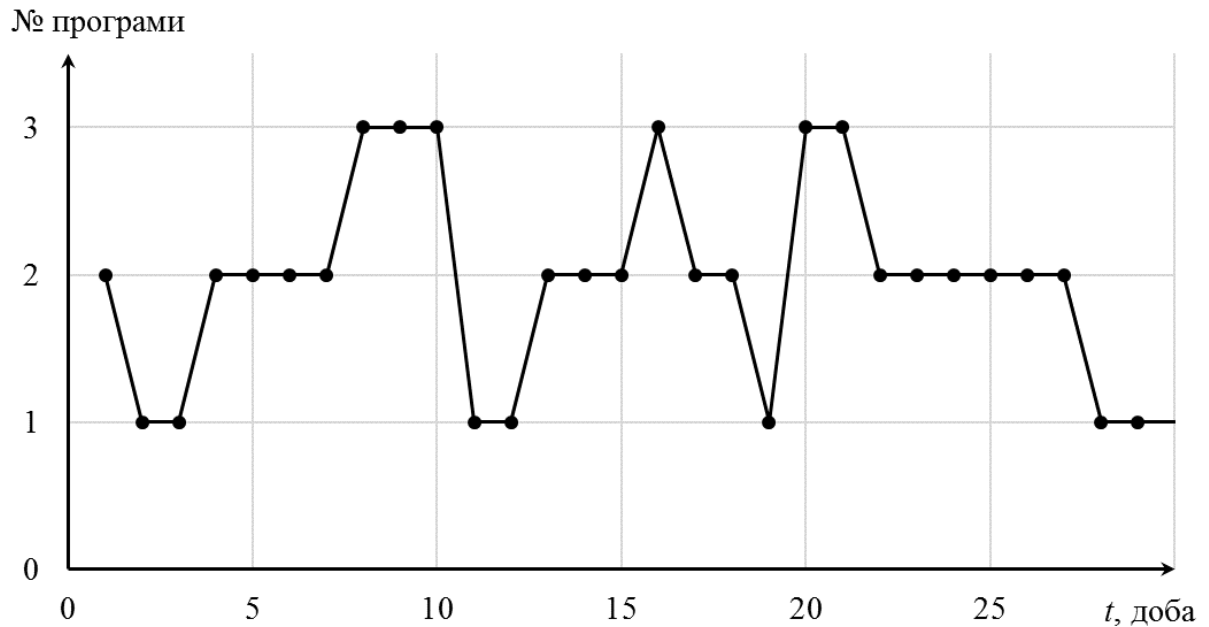


Рисунок 4.19 – Графік перемикань програм регулювання потужності протягом 1 місяця маневрів, де 1 – $T_{\text{сер}}=\text{const}$, 2 – $T_{\text{вх}}=\text{const}$, 3 – $P_2=\text{const}$

Розв'язок задачі оптимізації перемикання статичних програм регулювання потужності за рахунок пошуку оптимальної програми регулювання отримано порівнюючи наступні сценарії історії навантаження протягом 4-х річної кампанії (табл. 4.3):

- 2 місяця в перехідному режимі, 10 місяців в стаціонарному (сценарій I);
- 3 місяця в перехідному режимі, 9 місяців в стаціонарному (сценарій II);
- 4 місяця в перехідному режимі, 8 місяців в стаціонарному (сценарій III);
- 5 місяців в перехідному режимі, 7 місяців в стаціонарному (сценарій IV);
- 6 місяців в перехідному режимі, 6 місяців в стаціонарному (сценарій V).

Таблиця 4.3 – Результати оптимізації перемикач між статичними програмами

Кількість перемикач	Назва програми	Номер сценарію				
		I	II	III	IV	V
	$T_{\text{сер}}=\text{const}$	20	33	35	38	54
	$T_{\text{вх}}=\text{const}$	18	32	34	37	53
	за 4-х річну кампанію	38	65	69	75	107

Отже, оптимальний розв'язок цільової функції оптимізації становить різну кількість перемикач лише між двома статичними програмами регулювання $T_{\text{сер}}=\text{const}$ та $T_{\text{вх}}=\text{const}$ потужності ЯЕУ з ВВЕР-1000 задля забезпечення оптимального співвідношення безпеки та економічності експлуатації ЯЕУ [95]. Грунтуючись на отримані результати доведено, що добове маневрування потужністю за програмою $P_2=\text{const}$ більш ніж один місяць не є оптимальним.

При маневруванні потужністю ЯЕУ з ВВЕР-1000 можливе виникнення різних нештатних ситуацій. В подальшому пропонуються зміни в системі АСУ ТП АЕС на момент виникнення аварійних ситуацій з втратою рівня теплоносія в реакторі.

4.6 Визначення рівня теплоносія в ядерному реакторі

Розроблено метод [96, 97] безперервного вимірювання маси пароводяної суміші в реакторі з мінімальним втручанням в проектну схему для забезпечення її достовірного контролю в корпусі ядерного реактора, який знаходиться в стані запроектої аварії при великій течі першого контуру, що

дозволить оператору однозначно ідентифікувати ситуацію та визначити мінімальний час до настання події, яка пов'язана з пошкодженням а.з.

Отже, ідея нового методу полягає в тому, що знаючи вагу реактора з усіма внутрішньо корпусними пристроями та теплоносієм, завдяки роботі тензометричних вимірювальних перетворювачів буде відомо наскільки змінилася вага реактора і можна буде визначити частку пари й рідини в ньому в момент аварійної ситуації. Це призведе до більш швидкого реагування оперативного персоналу на ситуацію. Для реалізації методу пропонується багатоканальна система вимірювання необхідних параметрів, а саме температури і тиску всередині реактора, а також його ваги. Один з каналів – вже існуюча система аварійного захисту реактора, а інший – це комплекс технічних засобів, що складається з 27 вимірювальних перетворювачів, 9 тензометричних датчиків, 9 температурних і 9 датчиків тиску, які через вимірювально обчислювальну систему «Вулкан» передаватимуть свідчення на операторську станцію.

В ході роботи над технічною пропозицією проведено розрахунки по визначенню масо-габаритних розмірів реактора. Основне завдання розрахунків – отримання ваги всього реактора з внутрішньокорпусними пристроями і теплоносієм. Отримано вільний обсяг реактора ($V_{p-ра}$) під яким розуміється сума трьох його основних частин: еліптичного днища ($V_{ел.дн.}$), корпусу у вигляді усіченого конусу ($V_{кон.}$) та сферичної кришки ($V_{сф.кр.}$) без внутрішньокорпусних пристроїв і теплоносія.

$$V_{p-ра} = V_{ел.дн.} + V_{кон.} + V_{сф.кр.} \quad (4.1)$$

Також знайдено обсяг, який займають усі внутрішньокорпусні пристрої $V_{вкп}$, а саме шахта реактора $V_{ш}$, блок захисних труб $V_{БЗТ}$, вигородка $V_{в}$, тепловиділяючі збірки $V_{ТВЗ}$.

$$V_{вкп} = V_{ш} + V_{БЗТ} + V_{в} + V_{ТВЗ} \quad (4.2)$$

Обчисливши різницю вільного об'єму реактора і внутрішньокорпусних пристроїв знайдено об'єм, який займає теплоносієм $V_{тн}$ в реакторі.

$$V_{тн} = V_{p-ра} - V_{вкп} \quad (4.3)$$

З формули (4.3) знайдено масу теплоносія в реакторі, а також масу реактора. Основні значення розрахунків наведені в табл. 1.

Таблиця 4.4 – Дані об'єму та маси реактора

Назва	Позначення	Значення
Вільний об'єм реактора	$V_{p-ра}$	133,0 м ³
Об'єм внутрішньо-корпусних пристроїв	$V_{вкп}$	35,6 м ³
Об'єм теплоносія	$V_{тн}$	97,4 м ³
Маса шахти реактора	$m_{ш}$	80,5 т
Маса блоку захисних труб	$m_{БЗТ}$	64,0 т
Маса вигородки	$m_{в}$	35,0 т
Маса ТВЗ	$m_{ТВЗ}$	0,7 т
Маса UO ₂ в 163 ТВЗ	m_{UO_2}	80,0 т
Маса кришки	$m_{кр}$	90,3 т
Маса цирконієвої оболонки	$m_{Zn_{обол}}$	24,9 т
Маса хвостовиків і голівок	$m_{хв}$ і $m_{гол}$	14,0 т
Маса корпусу	$m_{корп}$	323,0 т
Маса теплоносія	$m_{тн}$	68,9 т
Маса реактора з теплоносієм при P=16 МПа	$m_{p-ра}$	935 т

Дані, отримані в результаті дослідження – приклад практичного розв'язку запропонованого методу. Результати численних експериментів також дозволяють оцінити адекватність запропонованого теоретичного рішення і його практичну значимість.

На рис. 4.20 показано залежність маси реактора від його висоти.

З рисунку 4.20 видно, як змінюється маса всього реактора в залежності від зменшення тиску. Так, наприклад, при тиску 7 МПа на висоті реактора 8 метрів його маса становитиме 925 т, це означає, що пароводяна суміш знаходиться в безпосередній близькості від активної зони реактора. Маса реактора, складову 925 т, слід вважати критичною через наслідки її зменшення. Користуючись даними графіком, можна буде легко визначити

стан реактора в аварійних режимах, що прискорить процес реагування на ситуацію людей, які стежать за станом технологічного процесу.

Розроблено комплекс технічних засобів, основними вимірювальними перетворювачами якого є тензометричні датчики серії RX10X, від яких буде надходити сигнал про зміну ваги реактора на операторську станцію для миттєвого прийняття рішення щодо виправлення аварійної ситуації.

Отже, даний метод визначення маси пароводяної суміші в реакторі в аварійному режимі привабливий своєю простотою, достатньою надійністю, тому що похибка вимірювальних перетворювачів становить всього 0,1 %, що дає можливість з точністю до 900 кг оперувати даними з графіка, представленого на рис. 4.20.

Таким чином, вперше запропоновано метод вимірювання маси пароводяної суміші в реакторі на момент аварійної ситуації, реалізація якого забезпечить безпеку АЕС на більш високому рівні завдяки своїй відносній простоті та своєчасній функціональності [68].

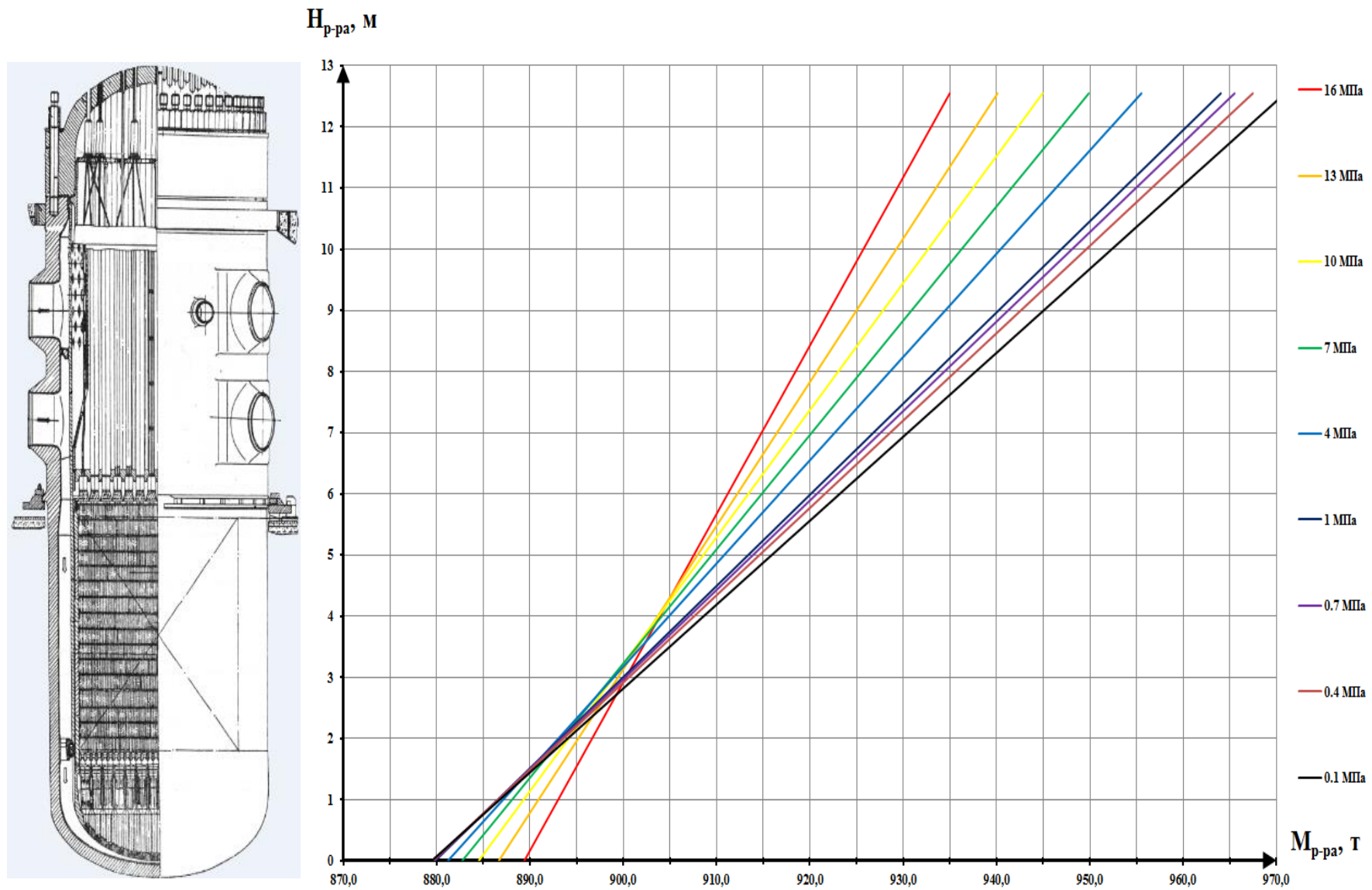


Рисунок 4.20 – Графік залежності маси реактора від висоти

4.7 Висновки до четвертого розділу

1. У середовищі імітаційного моделювання MATLAB Simulink перевірено головну ідею дисертаційного дослідження. Результати комп'ютерного експерименту показали, що відхилення значень основних технологічних параметрів залишилися в зоні допустимих величин, що дозволило безударно перемикаати статичні програми регулювання потужності ЯЕУ з ВВЕР-1000 на рівні 80%.

2. За допомогою програмних продуктів Імітатор Реактору і Femexu проведено верифікацію показників надійності ω і економічності експлуатації B з даними, отриманими в MATLAB Simulink. Відносна похибка отриманих даних в різних програмних засобах не перевищує 2,3 %, що дає можливість стверджувати про адекватність роботи вдосконаленої математичної моделі ЯЕУ з ВВЕР-1000.

3. Вирішено задачу оптимізації перемикаання статичних програм регулювання потужності за рахунок знаходження розв'язку цільової функції, яка об'єднує в собі такі характеристики, як економічність та безпека експлуатації. Це дозволило безударно перемикаати статичні програми протягом паливної кампанії реактора в добовому циклі зміни навантаження, мінімізуючи поточні зовнішні та внутрішні збурення. Мінімізація цільової функції полягає або в 11 перемикааннях між статичними програмами $T_{сер}=\text{const}$, $T_{вх}=\text{const}$, $P_2=\text{const}$ протягом 1 місяця добових маневрів на початку кожного року паливної кампанії, або в 38; 65; 69; 75; 107 перемикааннях між статичними програмами $T_{сер}=\text{const}$ та $T_{вх}=\text{const}$ протягом 4-х річної кампанії при 2; 3; 4; 5; 6 місяцях маневрів на початку кожного року, відповідно. Також, можна стверджувати про конкурентоспроможність українських АЕС серед інших джерел вироблення електричної енергії, завдяки їхнім маневреним можливостям та низькій собівартості.

ВИСНОВКИ

Дисертаційна робота містить нові наукові положення та результати, які полягають у підвищенні конкурентоспроможності експлуатації ЯЕУ в енергетичній системі за рахунок пошуку оптимального режиму перемикання статичних програм регулювання при експлуатації на різних рівнях потужності. По дослідженню зроблено наступні висновки:

1. В результаті аналізу контрольованих параметрів критеріїв безпеки ядерного палива, яке використовується на ЯЕУ з ВВЕР-1000 в перехідних режимах як об'єктом керування, а також існуючих збурень обрано три критерії: глибину вигорання палива як міру ефективності експлуатації, параметр пошкодження оболонок твелів як міру безпеки експлуатації та аксіальний офсет як кількісну міру сталості процесів в а.з. реактора.

2. Запропоновано імітаційну модель автоматизованої системи керування потужністю, яка заснована на безударному перемиканні статичних програм за логічною структурою об'єктно-орієнтованого підходу, тобто за технологічними методами експлуатації енергетичного обладнання, що дозволило сформулювати зміну поточної моделі програми регулювання при потужності об'єкта керування в діапазоні від 80 до 100 %, ліквідувати статичну помилку регулювання та одержати реакцію технологічних параметрів на перемикання програм у діапазоні дозволених відхилень.

3. Вдосконалено математичну модель реактора з розподіленими параметрами, яка на відміну від відомих враховує поділ ядер ^{235}U та ^{239}Pu , до складу якої входить ідентифікована модель керуючого впливу, а саме перемикання статичних програм регулювання, що дозволяє контролювати зміну технологічних параметрів об'єкта керування та розрахувати аксіальний офсет, глибину вигорання палива та пошкодження оболонок твелів. Аксіальний офсет, рекомендований діапазон якого у відсотках складає $[-5; 2.5]$ для 100 % потужності, $[-5; 4]$ – для 80 % потужності, залишиться в цих границях лише 59 – 240 ефективних діб для розглянутих варіантів навантаження реактора. Для консервативних умов максимальне значення

глибини вигорання склало 88,3 МВт·діб/кг урану, а параметр пошкодження паливної оболонки досягнув значення 0,284.

4. Запропоновано цільову функцію, до складу якої входять три нормовані критерії з різними цілями: максимальне значення глибини вигорання палива, мінімальне значення пошкодження оболонки твелу та аксіального офсету. Це дало змогу поєднати в одному виразі різнонаправлені фактори та знайти оптимальне рішення.

5. Вирішено задачу оптимізації перемикання статичних програм регулювання потужності за рахунок мінімізації цільової функції, яка об'єднує в собі такі характеристики, як економічність та безпека експлуатації ЯЕУ з ВВЕР-1000. Це дозволило безударно перемикати статичні програми протягом паливної кампанії реактора в добовому циклі зміни навантаження, мінімізуючи поточні зовнішні та внутрішні збурення. Мінімізація цільової функції полягає або в 11 перемиканнях між статичними програмами $T_{\text{сер}}=\text{const}$, $T_{\text{вх}}=\text{const}$, $P_2=\text{const}$ протягом 1 місяця добових маневрів на початку кожного року паливної кампанії, або в 38; 65; 69; 75; 107 перемиканнях між статичними програмами $T_{\text{сер}}=\text{const}$ та $T_{\text{вх}}=\text{const}$ протягом 4-х річної кампанії при 2; 3; 4; 5; 6 місяцях маневрів на початку кожного року, відповідно. Також, можна стверджувати про конкурентоспроможність українських АЕС серед інших джерел вироблення електричної енергії.

6. Впроваджено результати дослідження, які полягають у вдосконаленні математичної моделі автоматизованої системи керування потужністю ЯЕУ з ВВЕР-1000 для перемикання статичних програм за логічною структурою об'єктно-орієнтованого аналізу, що дало можливість експлуатувати енергоблок з реактором ВВЕР-1000 в режимі добового маневрування для підтримки балансу в енергосистемі України, в тематику ДП НАЕК «Енергоатом» та в навчальний процес кафедри автоматизації теплоенергетичних процесів Одеського національного політехнічного університету.

СПИСОК ВИКОРИСТАНИХ ДЖЕРЕЛ

1. Аршеневский Н.Н. Гидроэлектрические станции / Н.Н. Аршеневский, М.Ф. Губин, В.Я. Карелин. – М.: Энергоатомиздат, 1987. – 475 с.
2. Бабурин Б.Л. Гидроаккумулирующие электростанции / Б.Л. Бабурин. – М.: Энергия, 1978. – 184 с.
3. Шеберстов А.Н. Состояние тепловых электростанций Украины, перспективы их обновления и модернизации / А.Н. Шеберстов // Энергетика и электрификация. – 2004. – № 12. – С.1–6.
4. Портер М. Конкуренция / М. Портер. – М.: Издат. Дом «Вильямс», 2008. – 608 с.
5. Арбатская Е.А. Подходы к оценке конкурентоспособности предприятия / Е.А. Арбатская // Проблемы теории и практики управления. – 2012. – № 1 (81). – С. 118–121.
6. Иванов В.А. Эксплуатация АЭС: учебник для вузов / В.А. Иванов. – СПб.: Энергоатомиздат, 1994. – 384 с.
7. Ковецкий В.М. Оценка маневренных возможностей электрогенерирующих установок для обеспечения качества электроэнергии / В.М. Ковецкий, М.М. Ковецкая // Проблемы загальної енергетики. – 2007. – № 16. – С.47–53.
8. Плачкова С.Г. Развитие теплоэнергетики и гидроэнергетики. [электронный ресурс] / С.Г. Плачкова // Свободный режим доступа: <http://energetika.in.ua/ru/books/book-3/part-2/section-2/2-8>.
9. Тодорцев Ю.К. Анализ методов управления мощностью энергоблока с водо–водяным реактором при маневрировании / Ю.К. Тодорцев, Т.В. Фощ, М.В. Никольский // Восточно–европейский журнал передовых технологий. – 2013. – Вып. 8 (66). – С. 3–10.

10. Цисельская Т.А. Проверка адекватности имитационной модели энергоблока с реактором ВВЭР–1000 / О.Б. Максимова, Т.А. Цисельская // Тр. Одес. политехн. ун–та. – 2013. – Вып. 2(38). – С. 108–120.

11. Способ управления ядерным энергетическим реактором ВВЭР-1000 / М.В. Максимов, С.Н. Пелых, К.В. Беглов, Т.А. Цисельская // Сб. докладов Всеукр. науч.-практ. конф. «Информационные технологии и автоматизация - 2011». ОНАПТ, Одесса, 12-14 октября 2011. - С. 35–36.

12. Фощ Т.В. Усовершенствованный метод автоматического управления мощностью энергоблоком ЯЕУ с ВВЭР–1000 / Т.В. Фощ, Х. Чжоу, С.Н. Пелых // XXIV щорічна наукова конференція Інституту ядерних досліджень НАН України. – Київ: Ін–т ядерних дослідж. – 2017. – С. 131.

13. Новини та пріоритети розвитку енергетики: дайджест // Новини енергетики. – 2005. – № 9. – С. 50.

14. Маргулова Т.Х. Атомные электрические станции: учебник для вузов. – 3-е изд., перераб. и доп. / Т.Х. Маргулова. – М.: Высш. школа, 1978. – 360 с.

15. Nuclear Fuel Safety Criteria Technical Review // Nuclear Safety, 2012. – Second Edition. – 83 p., ISBN 978-92-64-99178-1.

16. Критерий эффективности при эксергетической оптимизации функционирования энергопреобразования / П.А. Щинников, Г.В. Ноздренко, Ф.А. Серант, В.Г. Томилов, А.В. Сафронов, С.В. Зыков // Доклады ТУСУРа, № 1 (25), часть 1, июнь 2012. – С. 208–211.

17. Савченко Н.А. Нейросетевые технологии в оптимизации энергосистем / Н.А. Савченко // Известия ТулГУ. Технические науки. – 2011. – Вып. 3. – С. 144–147.

18. Осипов М.И. Анализ схемных решений и оптимизация параметров комбинированных установок с высокотемпературными топливными элементами и газовыми турбинами / М.И. Осипов, А.В. Гасилов // Вестник МГТУ им. Н.Э. Баумана. Сер. “Машиностроение”. – 2010. – № 2. – С. 84–90.

19. Майков И.Л. Решение задач оптимизации энергетических систем с несколькими автономными энергоустановками / И.Л. Майков, Л.Б. Директор, В.М. Зайченко // Управление большими системами. – 2010. – Вып. 31. – С. 110–129.

20. Поспелов Е.Г. Оптимизация нормальных режимов линий электропередачи / Е.Г. Поспелов, Г.Е. Поспелов // Энергетика. Известия вузов и энергетических объединений СНГ. – 2006. – Вып. 4. – С. 5–12.

21. Гольштейн Е.Г. Задачи линейного программирования транспортного типа / Е.Г. Гольштейн, Д.Б. Юдин. – М.: Наука, 1969. – 382с.

22. Хедли Дж. Нелинейное и динамическое программирование / Дж. Хедли. – М.: Мир, 1967. – 506 с

23. Беллман Р. Динамическое программирование / Р. Беллман. – М.: ИЛ, 1960. – 400 с

24. Ашманов С.А. Теория оптимизации в задачах и упражнениях / С.А. Ашманов, А.В. Тимохов. – М.: Наука, 1991. – 446 с.

25. Трифонов А.Г. Постановка задачи оптимизации и численные методы ее решения [электронный ресурс] / А.Г. Трифонов // Свободный режим доступа: http://matlab.exponenta.ru/optimiz/book_2/1.php.

26. Гайнуллин Р.Ф. Разработка методов и средств анализа и контроля диаграмматики бизнес-процессов в проектировании автоматизированных систем: автор. канд. техн. наук: 05.13.12 / Р.Ф. Гайнуллин. – У., 2014. – 18 с.

27. Романников Д.О. Разработка программного обеспечения с применением UML диаграмм и сетей Петри для систем управления локальным оборудованием: автор. канд. техн. наук: 05.13.11 / Д.О. Романников. – Н., 2012. – 22 с.

28. Натансон И.Я. Разработка и исследование программного обеспечения систем визуализации морских тренажерных комплексов: автор. канд. техн. наук: 05.13.11 / И.Я. Натансон. – СП., 2003. – 24 с.

29. Фомичева Т.Л. Объектно-ориентированный анализ и моделирование информационных процессов страховой деятельности: автор. канд. экон. наук: 08.00.13 / Т.Л. Фомичева. – М., 2002. – 21 с.

30. Красноперов С.Ю. Разработка и применение систем моделирования и управления сталеплавильными процессами на основе объектно-ориентированного подхода: автор. канд. техн. наук: 05.13.07 / С.Ю. Красноперов. – Н., 1999. – 23 с.

31. Шкундина Р.А. Интеллектуальная система поддержки принятия решений на основе онтологии (на примере управления очисткой сточных вод): автор. канд. техн. наук: 05.13.01 / Р.А. Шкундина. – У., 2006. – 17 с.

32. Муханов Р.С. Разработка и реализация инструментария аспектно-ориентированного программирования для академической версии .NET: автор. канд. физ.-мат. наук: 05.13.11 / Р.С. Муханов. – СПб., 2010. – 15 с.

33. Болотников М.Ю. Разработка системы автоматизированной поддержки информационных решений технологических задач на основах объектно-ориентированного анализа: На примере задачи раскроя материала для мелкосерийного производства: автор. канд. техн. наук: 05.13.06 / М.Ю. Болотников. – М., 2001. – 16 с.

34. Богданов Н.К. Автоматизация технологических процессов в распределенных системах диспетчерского управления на предприятиях нефтегазового комплекса: автор. канд. техн. наук: 05.13.06 / Н.К. Богданов. – М., 2003. – 18 с.

35. Максимов М.В. Повышение уровня безопасности эксплуатации АЭС с ВВЭР-1000 путем совершенствования автоматизации перегрузки ядерного топлива: автор. докт. техн. наук: 05.13.07 / М.В. Максимов. – О., 2000. – 25 с.

36. Меньков А.В. Теоретические основы автоматизированного управления / А.В. Меньков, В.А. Острейковский. – Учебник для вузов. – М.: Издательство Оникс, 2005. – 640 с.

37. ГОСТ 24.104 – 85 Единая система стандартов автоматизированных систем управления. Автоматизированные системы управления. Общие требования. – М.: ИПК Стандартов, 2002. – 14с.

38. Глотова Т.В. Объектно-ориентированная методология разработки сложных систем: учеб. пособие / Т.В. Глотова. – П.: ПГУ, 2001. – 49 с.

39. Буч Г. Объектно-ориентированный анализ и проектирование с примерами приложений на C++, 2-е изд.: пер. с англ. / Г. Буч. – М.: Бином, 1998. – 560 с.

40. Кокол Е.А. Объектно-ориентированный анализ АСУ мощностью для повышения маневренных возможностей энергоблока с ВВЭР–1000 / Е.А. Кокол // Автоматизація та комп'ютерно-інтегровані технології – 2016: III Міжнар. наук-практ. конф. молодих вчених, аспірантів та студентів (АКІТ – 2016), 20–21 квітня 2016 р., м. Київ, НТУУ «КПІ». – С. 108–109.

41. Шлеер С. Объектно-ориентированный анализ: моделирование мира в состояниях / С. Шлеер, С. Меллор. – К.: Диалектика, 1993. – 240 с.

42. Kokol I. Research on manoeuvring capabilities of a nuclear power plant when switching in-use control programmes / I. Kokol // Восточно-европейский журнал передовых технологий. – 2016. – № 2/8 (80). – С. 4–13.

43. Максимов М.В. Способ стабилизации аксиального распределения нейтронного поля при маневрировании мощностью ВВЭР-1000 / М.В. Максимов, С.Н. Пелых, Т.А. Цисельская, В.Е. Баскаков // Ядерная и радиационная безопасность. – 2011. – № 1 (49). – С. 27–32.

44. Давыдов В.О. Объектно-ориентированная модель системы теплоснабжения с распределенной структурой теплотехнического оборудования / В.О. Давыдов, О.Б. Максимова. // Автоматика-2008: тез. доп. XV міжнар. конф. з автомат. упр., 23-26 верес.. 2008 р. – О.: ОНМА, 2008. – Ч. 2. – С. 629–631.

45. Kokol E.A. Structural optimization of static power control programs for nuclear power plants with VVER-1000 / E.A. Kokol // Праці Одеського політехнічного університету. – 2015. – № 3 (47). – С.41–46.

46. Цисельская Т.А. Анализ устойчивости активной зоны ВВЭР-1000 при различных программах регулирования энергоблока / Т.А. Цисельская, С.Н. Пелых, А.А. Назаренко // Тр. Одес. политехн. ун-та. – 2011. – Вып. 2 (36). – С. 109–114.

47. Цисельская Т.А. Математическая модель реактора с ВВЭР-1000 как объекта с распределенными параметрами / Т.А. Цисельская, М.В. Максимов, К.В. Беглов // Автоматика 2012: тез. 19-ї Міжнар. конф. з автоматичного упр., 26–28 верес. 2012 р., м. Київ. – К., 2012. – С. 287–288.

48. Максимов М.В. Модель реактора ВВЭР-1000 как объекта управления / М.В. Максимов, К.В. Беглов, Т.А. Цисельская // Материалы междунар. научн. симпозиума «Достижения современной науки» 20-27 февраля 2012 г. – Одесса, 2012. – С. 108–122.

49. Максимова О.Б. Усовершенствованная автоматизированная система регулирования энергоблоком с ВВЭР-1000 / О.Б. Максимова, Т.А. Цисельская // Сб. научных трудов Севастопольского нац. ун-та ядерной энергии и промышленности. – 2012. – Вып. 2 (39). – С. 122–131.

50. Пелых С.Н. Способ стабилизации аксиального распределения нейтронного поля при маневрировании мощностью ВВЭР-1000 / С.Н. Пелых, М.В. Максимов, Т.А. Цисельская, В.Е. Баскаков // Ядерная и радиационная безопасность. – 2011. – № 1 (49). – С. 27–32.

51. Максимов М.В. Способ управления ядерным энергетическим реактором ВВЭР-1000/ М.В. Максимов, С.Н. Пелых, К.В. Беглов, Т.А. Цисельская // Информационные технологии и автоматизация – 2011: сб. докладов Всеукр. науч.-практ. конф., 12–14 октября 2011 г., г. Одесса. – ОНАПТ, 2011. – С. 35–36.

52. Цисельская Т.А. Синтез усовершенствованного алгоритма управления технологическим оборудованием / Т.А. Цисельская, О.Б. Максимова // Информационные технологии и автоматизация-2012: сб. докладов Всеукр. науч.-практ. конф., 10–11 октября 2012 г., г. Одесса. – ОНАПТ, 2012. – С. 70–71.

53. Foshch T. Regression models of the nuclear power unit VVER-1000 using data mining techniques / T. Foshch, F. Portela, J. Machado, M. Maksimov // *Procedia Computer Science*. – 2016. – Vol. 100. – P. 253 – 262.

54. Цисельская Т. А. Математическая модель энергоблока ВВЭР-1000 / Т. А. Цисельская, М. В. Максимов, К. В. Беглов // Развитие научных исследований 2011: тез. докл. 7-й междунар. науч.-практ. конф. Полтава, 28–30 нояб. 2011 г. – Полтава, 2011. – С. 47 – 51.

55. Цисельская Т. А. Математическая модель реактора с ВВЭР-1000 как объекта с распределенными параметрами / Т. А. Цисельская, М. В. Максимов, К. В. Беглов // *Автоматика 2012: тез. 19-й Междунар. конф. по автоматич. упр. Киев, 26–28 сентс. 2012 г. – К., 2012. – С. 287 – 288.*

56. Цисельская Т.А. Исследование математической модели энергоблока по компромисно-комбинированной программе регулирования / Т.А. Цисельская, Е.А. Кокол // *Информационные технологии и автоматизация-2014: доклады VII Междунар. науч.-практ. конф, 16–17 октября 2014 г., г. Одесса, ОНАПТ, 2014. – С. 53–54.*

57. Ананьев Е.П. Атомные установки в энергетике / Е.П. Ананьев. – М.: Атомиздат, 1978. – 192 с.

58. Верховкер Г.П. Основы расчета и конструирования ядерных энергетических реакторов / Г.П. Верховкер, В.П. Кравченко. – О.: ТЭС, 2009. – 412 с.

59. Галанин А.Д. Введение в теорию ядерных реакторов на тепловых нейтронах / А.Д Галанин. – М.: Энергоатомиздат, 1984. – 416 с.

60. Матвеев Л.В. Почти всё о ядерном реакторе / Л.В. Матвеев, А.П. Рудик. – М.: Энергоатомиздат, 1990. – 240 с.

61. Широков С.В. Физика ядерных реакторов: учеб. пособие. / С. В. Широков. – К.: Вища школа, 1993. – 288 с.

62. Владимиров В. И. Физика ядерных реакторов / В.И. Владимиров. – М.: Книжный дом «ЛИБРОКОМ», 2009. – 480 с.

63. Максимов М.В. Усовершенствованная автоматизированная система управления мощностью энергоблока с ВВЭР-1000 с применением программы регулирования при постоянном давлении пара во втором контуре / М.В. Максимов, Т.В. Фоц, Т.А. Цисельская // Информационные технологии и автоматизация-2013: VI Всеукр. научн.-практ. конф., г. Одесса, 2013. – С.34–35.

64. Максимов М.В. Основы автоматизированного управления свойствами ядерного топлива / М.В. Максимов, Е.А. Кокол // Современные методы, информационное, программное и техническое обеспечение систем управления организационно-техническими и технологическими комплексами: междунар. науч.-техн. конф., 27 ноября 2014 г., г. Киев, НУПТ. – С. 66–67.

65. Foshch T. Axial offset forecasting of the nuclear power unit VVER–1000 using regression data mining models / T. Foshch // Автоматизація та комп'ютерно–інтегровані технології. Міжнародна наукова практична конференція молодих учених, аспірантів і студентів – 2016. – С. 124–125.

66. Фоц Т. В. Анализ аксиального офсета энергоблока с ВВЭР-1000 в режиме маневрирования / Т. В. Фоц // Труды Одесского Политехнического Университета. – 2014. – Вып. 1 (43). – С. 97–103.

67. Maksimov M.V. Control of the axial offset in a nuclear reactor at power maneuvering / M.V Maksimov, N.F. Kanazirskyi, E.A. Kokol // Праці Одеського політехнічного університету. – 2014. – Вып. 2. – С. 75–81.

68. Тодорцев Ю.К. Оценка массы теплоносителя в реакторной установке при полной потере подпитки / Ю.К. Тодорцев, Е.А. Кокол, М.В. Никольский // Технологический аудит и резервы производства. – 2013. – № 1 (14). – С. 26–29.

69. Ганчев Б.Г. Ядерные энергетические установки / Б.Г. Ганчев, Л.Л. Калишевский, Р.С. Демешев. – М.: Энергоатомиздат, 1983. – 504 с.

70. Ястребенецкий М.А. Безопасность атомных станций. Системы управления и защиты ядерных реакторов / М.А. Ястребенецкий. – К.: Основа-Принт, 2011. – 768 с.

71. Пелых С.Н. Основы управления свойствами ТВЭЛов ВВЭР / С.Н. Пелых. – Г.: Palmarium Academic Publishing, 2013. – 169 с.

72. Pelykh S.N. The prediction problems of VVER fuel element cladding failure theory / S.N. Pelykh, M.V. Maksimov, S.D. Ryabchikov // Nuclear Engineering and Design. – 2016. –Vol. 302, Part A. – P. 46–55.

73. Сузуки М. Моделирование поведения твэла легководного реактора в различных режимах нагружения: пер. с англ. / М. Сузуки. – О.: Астропринт, 2010. – 245 с.

74. Соснин О.В. Энергетический вариант теории ползучести / О.В. Соснин, Б.В. Горев, А.Ф. Никитенко. – Новосибирск: Ин-т термодинамики СО АН СССР, 1986. – 95 с.

75. Пелих С.М. Аналіз пошкоджуваності оболонок твелів, що враховує неоднорідність розподілу енерговиділення в тепловиділяючих збірках / С. М. Пелих, М. В. Максимов, С.Д. Рябчиков // Ядерна фізика та енергетика. – 2016. – Т. 17, № 1. – С. 27–37.

76. Демченко В.А. Автоматизация и моделирование технологических процессов АЭС и ТЭС / В.А. Демченко.– О.: Астропринт, 2001. – 308 с.

77. Ротач В.Я. Теория автоматического управления теплоэнергетическими процессами / В.Я. Ротач. – М.: Энергоатомиздат, 1985. – 396 с.

78. Пат. 100070 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. – № а201102326; заявл. 28.02.2011; опубл. 12.11.2012, Бюл. № 21/2012.

79. Максимов М.В. Способ управления ядерной установкой с ВВЭР-1000 в манёвренном режиме / М.В. Максимов, Т.А. Цисельская, Е.А. Кокол // Проблемы управления и информатики. – 2015. – № 3. – С. 59–74.

80. Кокол Е.А. Повышение эффективности управления энергоблоком с реактором типа ВВЭР-1000 / Е.А. Кокол // Автоматизація, контроль та управління: пошук ідей та рішень (АКУ-2015): I Всеукр. наук.-техн. конф., 25–29 мая 2015 г., г. Красноармейск, «Донецкий национальный технический университет». – С. 368–369.

81. Кокол Е.А. Оптимальное управление мощностью ВВЭР-1000 за счет целевого выбора программы регулирования / Е.А. Кокол // Автоматика 2015: XXII Междунар. конф. по автоматическому управлению, 10–11 сентября 2015 г., г. Одесса. – С. 119–120.

82. Pelykh S.N. Search for the best power control program at NPP with VVER-1000 using gradient descent method / S.N. Pelykh, E.O. Odrekhovska, O.B. Maksymova // Автоматизація технологічних та бізнес-процесів. – 2016. – Т. 8, № 3. – С.36–40.

83. Maksimov M.V. A model of a power unit with VVER–1000 as an object of power control / M. V. Maksimov, K. V. Beglov, T. A. Tsiselskaya // Тр. Одес. политехн. ун-та.–О., 2012. – Вып. 1(38). – С. 99–105.

84. Foshch T. Improved models and method of power change of NPP unit with VVER-1000 / T. Foshch, S. Pelykh // Automation of technological and business–processes. – 2017. – Vol. 9, Is. 1. – P. 56–66.

85. Плахотнюк А.А. Усовершенствованная АСУ ТП переключения программ регулирования энергоблоком / А.А. Плахотнюк, Е.А. Кокол, М.В. Максимов // Автоматизація технологічних та бізнес-процесів. – 2015. – Т. 7, № 3. – С. 26–33.

86. Солодовников В.В. Автоматизированное проектирование систем автоматического управления / В.В. Солодовников. – М.: Машиностроение, 1990. – 334 с.

87. Денисов В.П. Реакторные установки ВВЭР для атомных электростанций / В.П. Денисов, Ю.Г. Драгунов. – М.: ИздАТ, 2002. – 480 с.

88. Вукалович М.П. Таблицы термодинамических свойств воды и водяного пара / М.П. Вукалович. – М.: Энергия, 1965. – 400 с.

89. Филимонов П.Е. Управление группами рабочих органов СУЗ в маневренном режиме работы ВВЭР-1000 / П.Е. Филимонов, С.П. Аверьянова, М.П. Филимонова // Атом. энергия. – 1998. – Т. 84, № 5. – С. 383–387.

90. Батяшов С.В. Безударное переключение режимов из ручного на автоматический на примере САР уровня парового котла / С.В. Батяшов, Е.И. Громаков // Современные техника и технологии: материалы XIX Междунар. науч.-практ. конф., 15 по 19 апреля 2013г., г. Томск. – 2013. – С. 212–213.

91. Плахотнюк А.А. Моделирование изменения структуры технических средств автоматизации при работе АЭС с ВВЭР-1000 в маневренном режиме // А.А. Плахотнюк, Е.А. Кокол, М.В. Максимов // Автоматизація технологічних та бізнес-процесів. – 2015. – Т. 7, № 4. – С.64–71.

92. Филимонов П.Е. Программа «Имитатор реактора» для моделирования маневренных режимов работы ВВЭР-1000 / П.Е. Филимонов, В.В. Мамичев, С.П. Аверьянова // Атомная энергия. – 1998. – Т. 84, № 6. – С. 560–563.

93. Pelykh S.N. Search for the optimal power control program / S.N. Pelykh, E.A. Odrehovska, O.B. Maksymova // Информационные технологии и автоматизация–2016: доклады IX Междунар. науч.-практ. конф, 11–16 октября 2016 г., г. Одесса, ОНАПТ. – С. 31.

94. Suzuki M. Analysis of mechanical load on cladding induced by fuel swelling during power ramp in high burn-up rod by fuel performance code FEMAXI-6 / M. Suzuki, H. Uetsuka, H. Saitou // Nuclear Engineering and Design. – 2004. – Vol. 229, Issue 1. – P. 1–14.

95. Одреховская Е.А. Оптимизация переключения статических программ регулирования мощности ЯЭУ с ВВЭР-1000 в переходных

режимах експлуатації / Е.А. Одреховська, Х. Чжоу, С.Н. Пельх // XXIV Щорічна наукова конференція інституту ядерних досліджень НАН України: тези доповідей, 10–13 квітня 2017 р., м. Київ, Ін-т ядерних дослідж. – С. 123.

96. Патент на винахід № 111549, Україна, МПК (2016) G21C 17/035 (2006.01), G01F 23/22 (2006.01). Спосіб визначення рівня теплоносія в ядерному реакторі і система для його здійснення. / М.В. Максимов, Є.О. Кокол; заяв. 10.02.2015; опубл. 10.05.2016, Бюл. № 9.

97. Патент на изобретение № 2602813, Россия, МПК (2016) G21C 17/035 (2006.01), G01F 23/22 (2006.01). Способ определения уровня теплоносителя в ядерном реакторе и система для его осуществления. / М.В. Максимов, Е.А. Кокол; заяв. 08.06.2015; опубл. 20.11.2016, Бюл. № 32.

ДОДАТОК А

Документи про впровадження

Додаток А1. Документ про впровадження в НАЕК «Енергоатом»



МІНІСТЕРСТВО ЕНЕРГЕТИКИ ТА ВУГЛЯНОЇ ПРОМИСЛОВОСТІ УКРАЇНИ

**НАЦІОНАЛЬНА
АТОМНА
ЕНЕРГОГЕНЕРУЮЧА
КОМПАНІЯ**
№ 5354/01 від 12.04 2014 р.

На № _____ від _____ 201__ р.

Україна, 01032, Київ, вул. Назарівська, 3
Тел.: +38(044) 201-09-88, факс: 277-78-83Розрахунковий рахунок 26009200019275
в АТ «Укресімбанк» м. Київ,
Код банку: 322313, код ЗКПО 24584661
**Ректору ОНПУ
проф. Оборському Г.О.**
ДОВІДКА

*про впровадження в тематиці Державного підприємства
Національна атомна енергогенеруюча компанія «Енергоатом»
результатів дисертаційної роботи Одреховської Євгенії Олександрівни
«Оптимізація перемикання статичних програм регулювання потужності ЯЕУ
з ВВЕР-1000 в перехідних режимах експлуатації»,
виконаної на здобуття наукового ступеню кандидата технічних наук
за спеціальністю 05.13.07 – Автоматизація процесів керування*

049234

Державне підприємство Національна атомна енергогенеруюча компанія «Енергоатом» використовує наступні результати дисертаційної роботи Одреховської Євгенії Олександрівни:

– вдосконалену математичну модель автоматизованої системи керування потужністю ЯЕУ з ВВЕР-1000, яка дозволяє реалізувати перемикання статичних програм регулювання відповідно до внутрішніх та зовнішніх збурень;

– алгоритм зміни статичних програм регулювання потужності за оптимальною схемою по без ударному перемиканню енергетичного обладнання в заданому діапазоні навантаження ЯЕУ.

**Генеральний інспектор,
директор з безпеки НАЕК «Енергоатом»**

Д.В. Білей

Вик.: Білей
201-09-70

Додаток А2. Документ про впровадження результатів в ОНПУ

**ДОВІДКА**

про використання результатів дисертаційної роботи
 Одреховської Євгенії Олександрівни,
 представленої на здобуття наукового ступеня кандидата технічних наук за
 спеціальністю 05.13.07 – «Автоматизація процесів керування»

Надана довідка затверджує, що дисертаційна робота Одреховської Є.О. «Оптимізація перемикання статичних програм регулювання потужності ЯЕУ з ВВЕР-1000 в перехідних режимах експлуатації» виконана відповідно до планів, затверджених Міністерством освіти і науки України, і є складовою частиною держбюджетної НДР «698-47» (№ ДР 0115U000411) за темою «Удосконалення теоретичних та експериментальних методів дослідження перехідних процесів в енергетичних установках за рахунок структурної оптимізації моделей і технічних систем». У цій роботі аспірантка брала участь як співвиконавець.

Довідка надана для подання до спеціалізованої вченої ради Д 41.052.01.

Проректор з наукової та
 науково-педагогічної роботи

Д.В. Дмитришин

Вик. Максимов М.В.
 тел. 705-83-71



ДОВІДКА

Надана Одреховській Євгенії Олександрівні в тому, що матеріали дисертаційного дослідження «Оптимізація перемикання статичних програм регулювання потужності ЯЕУ з ВВЕР-1000 в перехідних режимах експлуатації» використовуються при підготовці бакалаврів та магістрів за напрямом «Автоматизація та комп'ютерно-інтегровані технології» в Інституті енергетики та комп'ютерно-інтегрованих систем управління (ІЕКСУ) на кафедрі Автоматизації теплоенергетичних процесів (АТП) в наступних курсах:

- «Оптимізація параметрів АСУ»;
- «Оптимізація проектів систем автоматизації»;
- «Оптимізація структури об'єкту управління».

Довідка надана для подання до спеціалізованої вченої ради Д 41.052.01.

Проректор з науково-
педагогічної та виховної роботи

С.А. Нестеренко

Вик. Максимов М.В.
тел. 705-83-71

ДОДАТОК Б

Список публікацій здобувача

Додаток Б1. Список публікацій здобувача за темою дисертації та відомості про апробацію результатів дисертації

1. Тодорцев Ю.К. Оценка массы теплоносителя в реакторной установке при полной потере подпитки / Ю.К. Тодорцев, Е.А. Кокол*, М.В. Никольский // Технологический аудит и резервы производства. – 2013. – № 1 (14). – С. 26–29. (Журнал включено до НМБД Index Copernicus, CrossRef (DOI)).

2. Maksimov M.V. Control of the axial offset in a nuclear reactor at power maneuvering / M.V. Maksimov, N.F. Kanazirskyi, E.A. Kokol // Odes'kyi Natsional'nyi Politechnichniy Universytet. Pratsi. – 2014. – Iss. 2. – P. 75–81. (Журнал включено до НМБД Index Copernicus, CrossRef (DOI)).

3. Maksimov M.V. The Method of Control of Nuclear Power Plant with VVER-1000 Reactor in Maneuverable Mode / M.V. Maksimov, T.A. Tsiselskaya, E.A. Kokol // Journal of Automation and Information Sciences. – 2015. – Vol. 47. – Iss. 6. – P. 17–32. (Журнал включено до НМБД SCOPUS).

4. Плахотнюк А.А. Усовершенствованная АСУ ТП переключения программ регулирования энергоблоком / А.А. Плахотнюк, Е.А. Кокол, М.В. Максимов // Автоматизация технологических и бизнес-процессов. – 2015. – Т. 7, № 3. – С. 26–33. (Журнал включено до НМБД Index Copernicus, CrossRef (DOI), РИНЦ).

5. Плахотнюк А.А. Моделирование изменения структуры технических средств автоматизации при работе АЭС с ВВЭР-1000 в маневренном режиме // А.А. Плахотнюк, Е.А. Кокол, М.В. Максимов // Автоматизация технологических и бизнес-процессов. – 2015. – Т. 7, № 4. – С.64–71. (Журнал включено до НМБД Index Copernicus, CrossRef (DOI), РИНЦ).

6. Kokol E.A. Structural optimization of static power control programs for nuclear power plants with VVER-1000 / E.A. Kokol // Odes'kyi Natsional'nyi Politechnichniy Universytet. Pratsi. – 2015. – Iss. 3 (47). – P. 41–46. (Журнал включено до НМБД Index Copernicus, CrossRef (DOI)).

* Кокол – дівоче прізвище Одреховської Є.О.

7. Kokol E. Research on manoeuvring capabilities of a nuclear power plant when switching in-use control programmes / E. Kokol // Eastern-European Journal of Enterprise Technologies. – 2016. – Iss. 2/8 (80). – P. 4–13. (Журнал включено до НМБД SCOPUS, Index Copernicus, CrossRef (DOI)).

8. Pelykh S.N. Search for the best power control program at NPP with VVER-1000 using gradient descent method / S.N. Pelykh, E.O. Odrekhovska, O.B. Maksymova // Automation of technological and business-process. – 2016. – Vol. 8, Iss. 3. – P. 36–40. (Журнал включено до НМБД Index Copernicus, CrossRef (DOI), РИНЦ).

9. Цисельская Т.А. Исследование математической модели энергоблока по компромисно-комбинированной программе регулирования / Т.А. Цисельская, Е.А. Кокол // Информационные технологии и автоматизация-2014: доклады VII Междунар. науч.-практ. конф, 16–17 октября 2014 г., г. Одесса, ОНАПТ. – С. 53–54.

10. Максимов М.В. Основы автоматизированного управления свойствами ядерного топлива / М.В. Максимов, Е.А. Кокол // Современные методы, информационное, программное и техническое обеспечение систем управления организационно-техническими и технологическими комплексами: междунар. науч.-техн. конф., 27 ноября 2014 г., г. Киев, НУПТ. – С. 66–67.

11. Кокол Е.А. Повышение эффективности управления энергоблоком с реактором типа ВВЭР-1000 / Е.А. Кокол // Автоматизация, контроль и управление: поиск идей и решений (АКУ-2015): I Всеукр. науч.-техн. конф., 25–29 мая 2015 г., г. Красноармейск, «Донецкий национальный технический университет». – С. 368–369.

12. Кокол Е.А. Оптимальное управление мощностью ВВЭР-1000 за счет целевого выбора программы регулирования / Е.А. Кокол // Автоматика 2015: XXII Междунар. конф. по автоматическому управлению, 10–11 сентября 2015 г., г. Одесса. – С. 119–120.

13. Кокол Е.А. Объектно-ориентированный анализ АСУ мощностью для повышения маневренных возможностей энергоблока с ВВЭР-1000 / Е.А. Кокол // Автоматизация и компьютерно-интегрированные технологии. – 2016: III Межд. науч.-практ. конф. молодых ученых, аспирантов и студентов (АКИТ – 2016), 20–21.04.2016 г., г. Киев, НТУУ «КПИ». – С. 108–109.

14. Pelykh S.N. Search for the optimal power control program / S.N. Pelykh, E.A. Odrehovska, O.B. Maksymova // Information technologies and automation. – 2016: Proc. of IX Int. theor. and pract. conf., 11–16.10.2016, Odessa, ONAFT. – P. 31.

15. Одреховская Е.А. Оптимизация переключения статических программ регулирования мощности ЯЭУ с ВВЭР-1000 в переходных режимах эксплуатации / Е.А. Одреховская, Х. Чжоу, С.Н. Пелых // Тезисы докладов XXIV ежегодной науч. конф. Ин-та ядерных исследований НАН Украины 10–13 апреля 2017 г. – К.: Ин-т ядерных исследований НАН Украины, 2017. – С. 123.

16. Патент на винахід № 111549, Україна, МПК (2016) G21C 17/035 (2006.01), G01F 23/22 (2006.01). Спосіб визначення рівня теплоносія в ядерному реакторі і система для його здійснення. / М.В. Максимов, Є.О. Кокол; заяв. 10.02.2015; опубл. 10.05.2016, Бюл. № 9.

17. Патент на изобретение № 2602813, Россия, МПК (2016) G21C 17/035 (2006.01), G01F 23/22 (2006.01). Способ определения уровня теплоносителя в ядерном реакторе и система для его осуществления. / М.В. Максимов, Е.А. Кокол; заяв. 08.06.2015; опубл. 20.11.2016, Бюл. № 32.