

АВТОМАТИЧНА СИСТЕМА КЕРУВАННЯ ЗМІНИ ПОТУЖНОСТІ ЯДЕРНОЇ ЕНЕРГЕТИЧНОЇ УСТАНОВКИ

Т.В. Петік, М.В. Лобачев, О.В. Яворський, В.А. Голев

Національний університет «Одеська політехніка»

Анотація. Особливість вироблення атомної енергії – час процесу керованої зміни потужності реактора. Забезпечення стабільності активної зони ЯЕУ при зміні її потужності є складною проблемою, яка вирішується через досягнення змінності у дозволеному діапазоні АО в часі. Це дозволяє змінювати потужність реактора з максимальною стабільністю енерговиділення в активній зоні та зменшує похибку моделювання статичних і динамічних властивостей ЯЕУ. Запропонована АСР зміни потужності ЯЕУ з водо-водяним енергетичним реактором, яка дозволяє не допустити виникнення коливань технологічних параметрів реактора при перемиканні програм регулювання.

Ключові слова: АСР, аксіальний офсет, потужність реактора, ЯЕУ, водо-водяний енергетичний реактор.

Вступ

Атомні електростанції з водо-водяними енергетичними реакторами генерують значну частку електричної енергії України та експлуатуються в режимі стабілізації потужності атомного енергоблоку [1], хоча внаслідок невідповідності між виробленням і споживанням електричної енергії упродовж добового циклу актуальна проблема маневрування потужністю енергоблоку. Відмінною рисою «атомної» генерації є тривалість процесу керованої зміни потужності реактора [2]. При зміні потужності реактора треба контролювати стрімку зміну водночас багатьох технологічних і нейтронно-фізичних параметрів, що спонукає до необхідності модернізації діючих ЯЕУ шляхом створення системи автоматичного управління потужністю енергоблоку у маневрених режимах. На даний момент це ускладнює або навіть унеможливує використання електроенергії атомних електростанцій для вирішення завдань диспетчеризації. Значні встановлені потужності атомних електростанцій, збільшення на тривалий термін привабливості в цій галузі для інвесторів викликають інтерес до використання потужностей атомних реакторів для диспетчеризації потоків електроенергії. Таким чином, є актуальною розробка АСР зміни потужності реакторів.

Мета даної публікації полягає в розробці АСР зміни потужності реактора та використанні інформаційної технології оптимізації управління водо-водяним енергетичним реактором.

© Т.В. Петік, М.В. Лобачев, О.В. Яворський,
В.А. Голев, 2023

1. Автоматизоване управління зміною потужності ЯЕУ

При маневруванні потужністю активної зони водо-водяного енергетичного реактора забезпечення стабільності енерговиділення в активній зоні реактора є досить складною проблемою, яку можна вирішувати через досягнення незмінності в часі аксіального офсету (АО) [3]. Отже, при створенні методів автоматизованого управління потужністю енергоблоку АЕС необхідно враховувати зміну параметрів реактора, які впливають на АО [4,5].

Необхідно розробити структурну схему АСР зміни потужності ЯЕУ, яка дозволяє попередити виникнення коливань технологічних параметрів реактора в маневреному режимі його експлуатації.

Стан енерговиділення активної зони як об'єкта управління добре представляється значенням реактивності та, як наслідок, її зміною. Зазвичай для обліку зміни потужності реакторної установки беруть до уваги швидкі зміни реактивності, до яких відносяться процеси, що визначають зміни: потужності реактора, температури теплоносія першого контуру та нестационарної зміни концентрації отруйників у паливі [6]. У разі завдання зовнішнього збурення на активну зону реактора для зміни її енерговироблення в ній починає утворюватися нестационарна концентрація ^{135}Xe . Цей елемент викликає зміни у розподілі енерговиділення за висотою активної зони. Значення реактивності набуває від'ємного чи додатного значення. Це явище зветься «ксенонові коливання» [7].

Зміна щільності потоку нейтронів у верхній і нижній половині активної зони реактора спричинена зміною температури теплоносія на вході і виході з активної зони, тягне за собою виникнення ксенонових коливань.

Нижня половина активної зони реактора – некерована. Тоді як верхня керується органами управління – стрижнями СУЗ [8]. Тож, пригнічення ксенонових коливань, а отже і підтримання аксіального офсету у верхній половині активної зони реактора може здійснюватися регулюючими стрижнями [3].

Крім того, у всіх існуючих програмах керування змінюється температура теплоносія першого контуру на вході в активну зону реактора. Зміна температури теплоносія на вході в активну зону викликає збурення, яке неможливо компенсувати, а це призводить до зміни величини АО і може призвести до нестабільності реактора [9].

Відомо використання борної кислоти для керування впливом на зміну номінальної потужності реактора внаслідок підвищення чи зниження її концентрації. Зменшення концентрації борної кислоти в теплоносії відбувається за рахунок введення в теплоносіє знесоленої води. Такий підхід дозволяє забезпечити рівномірну зміну поля енерговиділення у порівнянні з переміщенням керуючих стрижнів. За правилами експлуатації ЯЕУ стрижні призначено для управління: реактивністю і потужністю, густиною нейтронного потоку та швидкістю його зміни, переходом активної зони в підкритичний стан і підтримання її в цьому стані [10].

Перевагами управління потужністю стрижнями регулювання можна вважати їх швидкодію і легкість автоматизації. Проте існують суттєві недоліки: викривлення поля енерговиділення і, відповідно, зміна величини АО; переміщення стрижнів може стати причиною виникнення ксенонових коливань; виникнення значних напружень в оболонках твєлів, обумовлених стрибками потужності при переміщенні стрижнів [3, 11].

Концентрація борної кислоти в теплоносії змінюється шляхом використання системи підживлення та водоочищення першого контуру [12]. Розведення теплоносія кислотним розчином чи знесоленою водою дозволяє: компенсувати повільні зміни реактивності, пов'язані з вигоранням ядерного палива, отруєнням ^{135}Xe та ^{149}Sm , розігрівом або розхолодженням першого контуру із заданими швидкостями та зміною потужності реактора; створити і підтримувати в першому контурі, необхідну для безпечного

проведення перевантаження реактора і ремонтних робіт, концентрацію борної кислоти; компенсувати витоки теплоносія з першого контуру до значень, які не призведуть до спрацювання систем аварійного введення бору.

Перевагою використання борної кислоти для управління потужністю реактора є те, що зміна її концентрації в теплоносії першого контуру не впливає на поле енерговиділення [13]. Недоліки використання борної кислоти це: низька швидкодія та створення великої кількості рідких радіоактивних відходів [5].

Для забезпечення стійкого стану роботи ЯЕУ необхідно підтримувати постійне значення АО і при цьому контролювати зміну поля енерговиділення, яке може негативно вплинути на реакторну установку в цілому внаслідок внутрішньо-притаманих збурень. У запропонованому методі автоматизованого управління потужністю ЯЕУ використовується три контури управління [4]:

- перший підтримує задане значення чи змінює (при вказівці оператора) потужність реактора шляхом регулювання концентрації борної кислоти в теплоносії першого контуру;
- другий підтримує необхідне значення АО через зміну положення регулюючих стрижнів СУЗ;
- третій підтримує значення заданого технологічного параметру (температури чи тиску) теплоносія другого контуру за рахунок управління положенням регулюючих клапанів турбогенератора.

Оскільки в роботі регулятора потужності є певні обмеження, то використовується каскадна схема регулювання. Де внутрішній регулятор підтримує задане значення концентрації борної кислоти, а зовнішній задає значення концентрації виходячи зі значення потужності реактору ЯЕУ. При цьому зовнішній регулятор враховує зміну властивостей активної зони реактора при збільшенні навантаження.

Безпосередньо вимірювання зміни реактивності, викликані зміною концентрації ксенону на працюючому реакторі, неможливі. Тому синтезується автоматизована система регулювання енерговиділенням ЯЕУ, що враховує внутрішні збурення внаслідок виникнення «ксенонових коливань».

На рисунку 1 зображено структурну схему АСР зміни потужності ЯЕУ. Прийнято такі позначення:

- АО – аксіальний офсет;
- $N_{ел}$ – електрична потужність;
- $D_{п}$ – витрата пари;
- C_6 – концентрація борної кислоти;

$t_{вх}$ – температура теплоносія на вході в реактор;

$t_{сер}$ – середня температура теплоносія першого контуру;

$P_{п}$ – тиск пари.

$C_{АО}$, C_N , $C_{Бор}$, $C_{ТП}$ – регулятори аксіального офсету, потужності, концентрації борної кислоти та технологічного параметра, відповідно;

$Z_{АО}$, Z_N , $Z_{ТП}$ – задане значення аксіального офсету, потужності та технологічного параметра, відповідно;

$H_{СУЗ}$, $H_{Бор}$, $H_{РК}$ – положення органів СУЗ, клапана введення борної кислоти та регулюючих клапанів турбіни, відповідно.

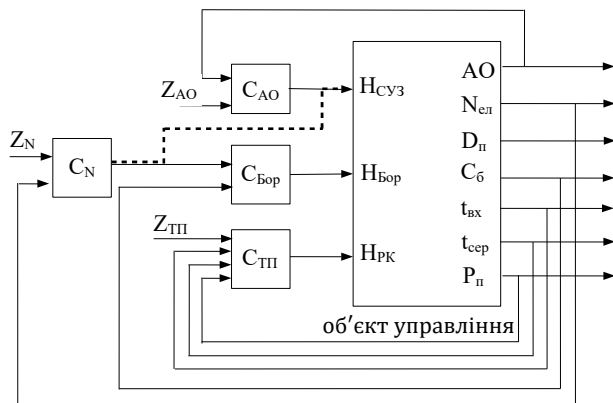


Рис. 1. Структурна схема АСР зміни потужності ЯЕУ

Коригуючий регулятор потужності C_N синтезовано на базі стандартного ПІ закону управління. На вхід регулятора подаються задане та поточне значення електричної потужності, на основі яких обчислюється величина керуючого впливу. Цей керуючий вплив подається як задавальний на вхід регулятора концентрації борної кислоти $C_{Бор}$. Основна відмінність регулятора потужності C_N полягає у коригуванні налаштувань kP та TI. Для цього на підставі сигналів про ефективний час експлуатації палива, величину та знак зміни електричної потужності проводиться розрахунок налаштувань kP і TI.

Як видно на рисунку автоматизована система регулювання у своєму складі має три контури управління:

– перший підтримує задане значення або змінює відповідно до вказівок диспетчера потужність реактора за рахунок регулювання концентрації борної кислоти в теплоносії першого контуру;

– другий підтримує необхідне значення аксіального офсету шляхом зміни положення стрижнів СУЗ;

– третій підтримує задане значення технологічного параметра (температура чи тиск)

теплоносія другого контуру за рахунок керування положенням регулюючих клапанів турбоагрегату.

В алгоритмі роботи регулятора потужності є низка обмежень:

– для отримання ефекту «йодної ями» концентрація БК повинна залишатися незмінною при зниженні потужності, тобто регулятор не повинен реагувати на зміну потужності;

– при поверненні енергоблока на максимальну потужність концентрація БК повинна відрізнятися від вихідного значення, яке було перед маневром. Це необхідно для компенсації зміни концентрації ^{135}Xe і ^{135}I , спричиненої маневром;

– при роботі регуляторів участь оператора не потрібна.

Тому було прийнято каскадну схему регулювання. Внутрішній регулятор підтримує задане значення концентрації борної кислоти, зовнішній (коригуючий) задає значення концентрації залежно від потужності ЯЕУ. При цьому в регуляторі, що коригує, враховується зміна властивостей активної зони реактора викликана величиною навантаження.

2. Перемикання статичних програм регулювання

Було розглянуто реакцію аксіального офсету на перемикання статичних програм регулювання за такими технічні параметри, як температура теплоносія при вході в активну зону реактора ($t_{вх}$), середня температура теплоносія ($t_{сер}$) та тиск пари в другому контурі ($P_{п}$). Застосувалися наступні комбінації: $t_{сер}=\text{const}$ на $t_{вх}=\text{const}$; з $t_{вх}=\text{const}$ на $t_{сер}=\text{const}$; з $t_{сер}=\text{const}$ на $P_{п}=\text{const}$; з $P_{п}=\text{const}$ на $t_{сер}=\text{const}$; з $t_{вх}=\text{const}$ на $P_{п}=\text{const}$; з $P_{п}=\text{const}$ на $t_{вх}=\text{const}$. При зниженні потужності реактору до 80% при роботі однієї програми регулювання та збільшувалася до 100 % потужності при іншій роботі статичної програми.

Результати зміни регулювання параметрів системи автоматизованого управління потужністю ядерної енергетичної установки в динамічному режимі в модель якої закладено апроксимаційну та фізико-математичну модель зміни параметрів за рахунок співставлення результатів керування при зміні статичних програм регулювання представлено в таблиці. Тривимірна математична модель водо-водяного ядерного реактору включає в себе розподілення активної зони на елементарні комірки і побудована на основі математичної моделі ЯЕС з одо-водяним ядерним реактором, яка представлена в [1, 4]. Апроксимаційна модель відповідає результатам рішення системи

нелінійних диференційних рівнянь, які розраховують властивості активної зони, наведена в [2, 10].

Таблиця 1
Максимальне відхилення аксіального офсету на перемикання статичних програм регулювання

	Апроксимаційна модель		Фізико-математична модель	
	$\Delta AO, \%$	$T, \text{сек}$	$\Delta AO, \%$	$T, \text{сек}$
$t_{\text{сер}} - P_{\text{п}}$	0,032	225	0,029	220
$t_{\text{вх}} - P_{\text{п}}$	0,026	235	0,026	230
$t_{\text{сер}} - t_{\text{вх}}$	0,030	240	0,026	235
$P_{\text{п}} - t_{\text{сер}}$	0,028	290	0,029	280
$t_{\text{вх}} - t_{\text{сер}}$	0,026	310	0,027	300
$P_{\text{п}} - t_{\text{вх}}$	0,026	315	0,028	310

Тож обидві моделі задовольняють вимоги безпеки [14] та кожна має переваги при різних перемиканнях програм регулювання, що може бути враховано та використано при розробці більш оптимальних моделей для даної АСР.

Висновки

Проведено моделювання АСР зміни потужності енергоблоку при перемиканні програм регулювання для того, щоб дізнатися максимальне відхилення аксіального офсету з реалізацією різних моделей об'єкту керування.

Забезпечення стабільності активної зони ЯЕУ при зміні її потужності є складною проблемою, яка вирішується через досягнення змінності у дозволеному діапазоні АО в часі. Це дозволяє змінювати потужність реактора з максимальною стабільністю енерговиділення в активній зоні та зменшує похибку моделювання статичних і динамічних властивостей ЯЕУ. Запропонована АСР зміни потужності ЯЕУ з водо-водяним енергетичним реактором дозволяє значно покращити стабільність енерговиділення в активній зоні при маневруванні її потужністю за нормальних умов експлуатації реактора.

Список використаної літератури

1. Maksimov, M.V., Tsiselskaya, T.A., & Kokol, E.A. (2015). The Method of Control of Nuclear Power Plant with VVER-1000 Reactor in Maneuverable Mode. *Journal of Automation and Information Sciences*, 47 (6), 17–32. DOI: <https://doi.org/10.1615/JAutomatInfScien.v47.i6.20>.
2. Beglov, K. V., Odrekhovska, Y. O., Petik, T. V., & Vataman, V. V. (2023). A method for searching the best static program for nuclear power unit control in the event of perturbations of different

nature". *Herald of Advanced Information Technology*, 6 (2), 139–151. DOI: <https://doi.org/10.15276/hait.06.2023.9>.

3. Filimonov, P. E., Aver'yanova, S. P., & Filimonova, M. P. (1998). Control of control-rod groups in the maneuvering regime of VVER-1000 operation. *Atomic Energy*, 84 (5), 383–387. DOI: <https://doi.org/10.1007/BF02414876>.

4. Beglov, K. V., Petik, T. V. & Vataman, V. V. "Analysis of models of an automatic power control system for a pressurized water reactor in dynamic mode with a change in the static control program". *Odes'kyi Politechnichnyi Universytet. Pratsi*. 2023; 1 (67): 60–72. DOI: <https://doi.org/10.15276/opu.1.67.2023.08>.

5. Maksimov, M. V., Kanazirskiy, N. F., & Kokol, E. A. Control of the axial offset in a nuclear reactor at power maneuvering. *Proceedings of Odessa Polytechnic University*, 2 (4), 75–81. DOI: <https://doi.org/10.15276/opu.2.44.2014.15>.

6. Aver'yanova, S. P., Vokhmyanina, N. S., Zlobin, D. A., Filimonov, P. E., Kuznetsov, V. I., & Lagovskii V. B. (2017). Offset-cardinality phase diagram method of controlling reactor power. *Atomic Energy*, 121, 155–160. DOI: <https://doi.org/10.1007/s10512-017-0176-5>.

7. Petik, T., Vataman, V. & Beglov, K. "Simulation of pressurized water reactor to find the best control solution". *Energy Engineering and Control Systems*. 2021; 7 (2): 126–135. DOI: <https://doi.org/10.23939/jeecs2021.02.126>.

8. Foshch, T., Machado, J., Portela, F., Maksimov, M., Maksimova, O. (2017). Comparison of Two Control Programs of the VVER-1000 Nuclear Power Unit Using Regression Data Mining Models. *Nuclear and Radiation Safety*, 3 (75), 11–17. DOI: [https://doi.org/10.32918/nrs.2017.3\(75\).02](https://doi.org/10.32918/nrs.2017.3(75).02).

9. Brunetkin, O., Beglov, K., Maksymov, M., Baskakov, V., Vataman, V. & Kryvda, V. (2022). Designing an automated control system for changing NPU energy release compensating for arising internal disturbing factors based on their approximation model. *Eastern-European Journal of Enterprise Technologies*, 3 (2 (117)), 63–75. DOI: <https://doi.org/10.15587/1729-4061.2022.258394>.

10. Kokol, E. A. (2015). Structural optimization of static power control programs for nuclear power plants with WVER-1000. *Proceedings of Odessa Polytechnic University*, 3 (47), 41–46. DOI: <https://doi.org/10.15276/opu.3.47.2015.07>.

11. Maksymov, M., Alyokhina, S., & Brunetkin, O. (2021). Thermal and reliability criteria for nuclear fuel safety. *River Publishers (Verlag)*. 260 p. e-ISBN: 9788770224000.

12. Vataman, V., Petik, T. & Beglov, K. "Mathematical model and method for automated

power control of a nuclear power plant". Elektronnoe Modelirovanie. 2022; 44 (4): 28–40. DOI: <https://doi.org/10.15407/emodel.44.04.028>.

13. Foshch, T., Portela, F., Machado, J., & Maksimov, M. (2016). Regression Models of the Nuclear Power Unit VVER-1000 Using Data Mining Techniques. Procedia Computer Science, 100, 253–

262.

DOI: <https://doi.org/10.1016/j.procs.2016.09.151>.

14. Kokol, E.A. (2015). Optimal power control of VVER-1000 due to targeted selection of the control program. Automation 2015: XXII International Conference on Automatic Control. Odessa: Ukraine. 2015. p. 119–120.

AUTOMATIC CONTROL SYSTEM FOR CHANGING THE POWER OF A NUCLEAR POWER UNIT

T.V. Petik, M.V. Lobachev, O.V. Yavorskyi, V.A. Holey
Odesa Polytechnic National University

Abstract. A special feature of nuclear energy production is the time of the process of controlled change in reactor power. Ensuring the stability of the nuclear power unit core when its power changes is a complex problem that can be solved by achieving shifts in the permitted range of AO in time. This allows to change the reactor power with maximum stability of the energy release in the core and reduces the error in modeling the static and dynamic properties of the nuclear power unit. The proposed automatic control system for changing the power of a nuclear power unit with a pressurized water reactor makes it possible to prevent fluctuations in the technological parameters of the reactor when switching control programs.

Keywords: Automatic control system, axial offset, reactor power, nuclear power unit, pressurized water reactor.

Отримано 19.09.2023



Петік Тая Володимирівна, Національний університет «Одеська політехніка», аспірантка кафедри програмних і комп'ютерно-інтегрованих технологій. Просп. Шевченка, 1, Одеса, Україна, E-mail: taiapetik@gmail.com, тел. +38-063-614-9943

Taia Petik, Odesa Polytechnic National University, PhD Student of the Department of Software and Computer-Integrated Technologies, Shevchenko av., 1, Odessa, Ukraine

ORCID ID: 0009-0001-8817-1706



Лобачев Михайло Вікторович, Національний університет «Одеська політехніка», директор Інституту штучного інтелекту та робототехніки (ІШІР), к.т.н., доц. Просп. Шевченка, 1, Одеса, Україна, E-mail: lobachev@op.edu.ua, тел. +38-095-278-8602

Mykhaylo Lobachev, Odesa Polytechnic National University, The Director of the Artificial Intelligence and Robotics Institute (AIR Institute), Dr. Eng., Prof., Shevchenko av., 1, Odessa, Ukraine

ORCID ID: 0000-0002-4859-304X



Яворський Олександр Володимирович, Національний університет «Одеська політехніка», аспірант кафедри програмних і комп'ютерно-інтегрованих технологій. Просп. Шевченка, 1, Одеса, Україна, E-mail: sla9s9h9a@gmail.com, тел. +38-067-862-7033

Oleksandr Yavorskyi, Odesa Polytechnic National University, PhD Student of the Department of Software and Computer-Integrated Technologies, Shevchenko av., 1, Odessa, Ukraine

ORCID ID: 0000-0002-1101-1085



Голев Віталій Анатолійович, Національний університет «Одеська політехніка», аспірант кафедри програмних і комп'ютерно-інтегрованих технологій. Просп. Шевченка, 1, Одеса, Україна, E-mail: thegolev@gmail.com, тел. +38-093-254-3288

Holey Vitalii, Odesa Polytechnic National University, PhD Student of the Department of Software and Computer-Integrated Technologies, Shevchenko av., 1, Odessa, Ukraine

ORCID ID: 0009-0006-4044-8127