

Мартинюк Є.А.

Одеський національний політехнічний університет

Беглов К.В.

Одеський національний політехнічний університет

МОДЕЛЮВАННЯ АСР ПОТУЖНОСТІ ЕНЕРГОБЛОКА АЕС З ВВЕР-1000 В РЕЖИМІ «К»

Енергоблок із реактором ВВЕР-1000 – самостійна частина атомної електростанції, яка являє собою технологічний комплекс для виробництва електроенергії шляхом використання енергії, виділеної під час контрольованої ядерної реакції. Енергоблок працює на енергосистемі з великою кількістю споживачів електроенергії.

Динамічні процеси в генераторі практично безінерційні, тому електрична потужність, що віддається в енергосистемі, дорівнює механічній енергії на роторі турбіни. Основне завдання регулювання енергосистеми полягає в тому, щоб виробляти електроенергію в точній відповідності до безперервно мінливого споживання.

В енергосистемі України є невідповідність між виробленням і споживанням електричної енергії протягом добового циклу, а сумарна частка установок, призначених для регулювання навантаження енергосистеми, дуже мала, тому актуальною є адаптація діючих енергоблоків атомних електростанцій до нових специфічних умов шляхом створення автоматизованої системи управління потужністю енергоблока в маневрених режимах. Всі українські атомні електростанції з ВВЕР-1000 експлуатуються в режимі стабілізації потужності енергоблока на заданому рівні, хоча обладнання першого контуру допускає експлуатацію в режимах маневрування потужністю.

Висока надійність і безпека енергоблока – основні вимоги, які пред'являються під час експлуатації енергоблока в маневреному режимі. Запорукою надійної і безпечної експлуатації енергоблока є стійкість реактора під час збурень як під час роботи на постійному рівні навантаження, так і в маневреному режимі.

Автоматичний регулятор потужності є невіддільною частиною системи управління потужністю енергоблока і призначений для підтримки потужності реактора відповідно до навантаження турбінного генератора.

Сьогодні регулювання потужності енергоблока з реакторами ВВЕР здійснюється саме за допомогою автоматичного регулятора потужності реактора (АРП) і регулятора турбіни (РТ). Регулятор потужності реактора забезпечує такі режими роботи:

- режим астатичної підтримки теплотехнічного параметра (тиску пари перед турбіною) впливом на реактор (Т);
- режим астатичної підтримки нейтронної потужності (Н);
- режим підтримки теплотехнічного параметра за компромісною програмою впливом на реактор (К);
- стерегущий режим підтримки теплотехнічного параметра впливом на реактор (С).

Комбінована (компромісна) програма регулювання енергоблоків ВВЕР-1000 призначена для використання переваг інших програм. Програма регулювання з постійною середньою температурою теплоносія в першому контурі найбільш сприятлива для обладнання першого контуру, а програма регулювання з постійним початковим тиском пари в другому контурі – для парогенераторного обладнання та паропроводів другого контуру. Прагнення максимально використувувати переваги кожної з цих програм регулювання, послабивши за можливості їхні недоліки, призвело до того, що в деяких випадках використовують як компромісне рішення комбіновані програми регулювання.

Ключові слова: АЕС, енергія, автоматичний регулятор потужності, режими роботи, комбінована програма регулювання.

Постановка завдання. Метою статті є моделювання АСР потужності енергоблока АЕС з ВВЕР-1000 в режимі «К» для забезпечення надійності і безпеки енергоблока. Для досягнення мети

потрібно дослідити та порівняти ефективність кожного режиму регулювання потужності.

Виклад основного матеріалу дослідження. Енергоблок із реактором ВВЕР-1000 має два контури.

Перший контур – радіоактивний. Тепло у реакторі виділяється завдяки ланцюговій реакції ділення ядерного палива під дією теплових нейтронів.

Теплоносієм 1-го контуру є вода під високим тиском із розчиною в ній борною кислотою. У результаті ланцюгової реакції поділу ядер урану-235 у ТВЕЛх реактора ВВЕР-1000 виділяється тепло. Під час проходження теплоносія через активну зону реактора відбувається його нагрівання шляхом тепловіддачі від оболонок ТВЕЛів. З реактора теплоносій надходить у ПГ (рис. 1).

Другий контур – нерадіоактивний. У ПГ теплоносій через поверхні теплообміну віддає отриману в реакторі теплоту живильній воді парогенератора, яка перебуває під тиском 6 МПа. Охолоджений в ПГ теплоносій за допомогою ГЦН повертається назад у реактор.

Насичений пар, який виробляється в парогенераторі по паропроводу поступає на турбіну, яка приводить у дію генератор, що виробляє електричний струм.

Для управління та захисту ядерного реактора використовують регулюючі стрижні, які можна переміщувати по всій висоті активної зони. За глибокого введення ланцюгова реакція стає неможливою, оскільки нейтрони сильно поглинаються та виводяться із зони реакції. Це відбувається тому, що стрижні виконані з матеріалу, який має високий ступінь поглинання нейтронів.

Переміщення стрижнів виконується дистанційно з пульту управління. За невеликого переміщення стрижнів ланцюговий процес буде або розвиватися, або затухати. Так регулюється потужність реактора.

На рисунку 1 зображена спрощена теплова схема АЕС з реактором ВВЕР-1000.

Метою роботи є проектування АСР потужності енергоблока АЕС з реактором ВВЕР-1000 у режимі К.

Під режимом К мається на увазі автоматичне підтримання нейтронної потужності реактора.

Потужність реактора повинна відповідати заданому значенню, коефіцієнт розмноження повинен дорівнювати одиниці, а реактивність – нулю. Однак під час експлуатації реактора коефіцієнт розмноження змінюється

через вигорання палива, отруєння, шлакування, дію температурного і потужнісного ефектів.

Для підтримки реакторів у критичному стані необхідно змінювати властивості активної зони для компенсації зазначених ефектів. Вплив на реактивність принципово можливий такими способами:

- збільшенням або зменшенням кількості матеріалу, що ділиться в активній зоні;
- зміною величини витоку нейтронів з активної зони;
- зміною величини поглинання нейтронів.

Найбільшого поширення набув спосіб зміни реактивності шляхом зміни величини поглинання нейтронів. При цьому можливі такі способи:

- регулювання рухливими твердими поглиначами нейтронів;
- рідинне регулювання, коли змінюється рівень або щільність рідкого поглинача в спеціальних каналах,

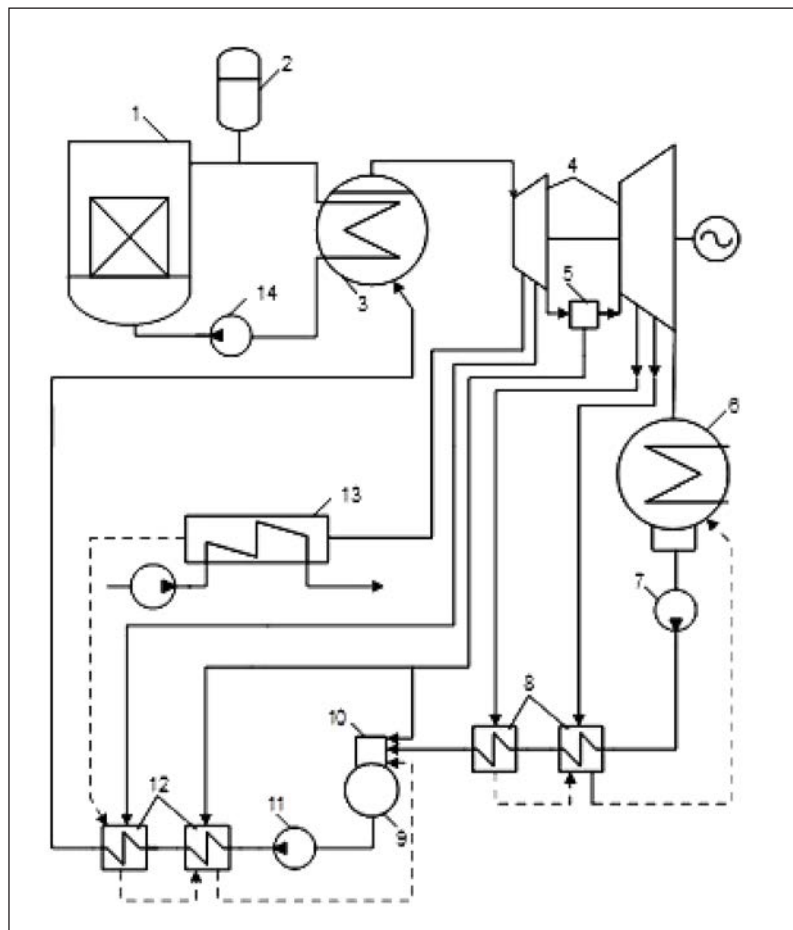


Рис. 1. Спрощена теплова схема енергоблока АЕС з реактором ВВЕР-1000: 1 – реактор; 2 – компенсатор об'єму; 3 – парогенератор; 4 – парова турбіна; 5 – турбінний сепаратор; 6 – конденсатор; 7 – конденсаторний насос; 8 – підігрівачі низького тиску; 9 – деаераторний бак; 10 – деаераторна колонка; 11 – живильний насос; 12 – підігрівачі високого тиску; 13 – мережевий підігрівач; 14 – циркуляційний насос

– газове регулювання, коли змінюється висота поглинаючого стовпа газу або його концентрація, або щільність;

– хімічне регулювання, коли змінюється концентрація поглиначів в теплоносії.

– компенсація реактивності рухливими вигоряючими поглиначами. Такий поглинач завантажується разом з ядерним паливом і постійно вигорє. При цьому компенсується реактивність через вигорання і зашлакування палива.

Незважаючи на велику кількість способів управління реактивністю, регулювання реакторами здійснюється твердими поглиначами (з додатковим застосуванням хімічного регулювання у ВВЕР).

Оскільки СУЗ реакторів служить для компенсації реактивності, регулювання потужності і захисту, то розрізняють такі органи регулювання:

- компенсуючі стрижні;
- регулюючі стрижні;
- стрижні аварійного захисту.

Компенсуючі стрижні (КС) або ручного регулювання (РР) призначені для компенсації великих, але повільних змін реактивності.

Стрижні автоматичного регулювання (АР) призначені для компенсації швидких, але малих змін реактивності.

Стрижні аварійного захисту (АЗ) призначені для швидкого припинення ланцюгової реакції в аварійних випадках. У найбільш небезпечних ситуаціях проводиться скидання стрижнів АЗ в активну зону.

Крива інтегральної ефективності однієї групи органів СУЗ ВВЕР-1000 від глибини занурення в активну зону у відсотках показана на рис. 2. Як видно, в центральній частині характеристика близька до лінійної.

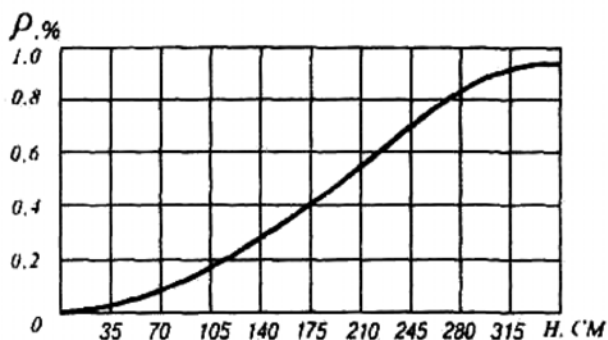


Рис. 2. Інтегральна ефективність однієї групи ОР СУЗ ВВЕР-1000

1.1. Вибір програми регулювання потужністю енергоблока

Відомі такі програми регулювання потужності енергоблока:

- з постійною середньою температурою t_{cp} теплоносія 1-го контуру;
- з постійним тиском пари у 2-му контурі;
- комбінована програма;
- компромісна програма.

Розглянемо переваги та недоліки цих програм регулювання потужністю енергоблока:

1) Програма з постійною середньою температурою t_{cp} теплоносія 1-го контуру:

Переваги: найбільш сприятливі умови для роботи обладнання першого контуру; можливість регулювання реактора через температурний ефект реактивності; стабільність поля енерговиділення.

Недоліки: збільшення тиску пари у другому контурі у разі зниження потужності енергоблока, що потребує проектування парогенераторів і головних паропроводів для роботи з тиском, що перевищує номінальне значення.

2) Програма з постійним тиском пари у другому контурі:

Переваги: найбільш сприятливі умови для роботи парогенеруючого обладнання другого контуру; можливість використовувати у номінальному режимі більш високі параметри перед турбіною.

Недоліки: через зміну величини середньої температури теплоносія у першому контурі, виникає потреба у компенсаторі тиску збільшених розмірів; збільшені температурні напруги в корпусі ядерного реактора, а також у оболонках ТВЕЛів; для компенсації зміни реактивності завдяки температурному коефіцієнту потребується вплив на ОР СУЗ, що може привести до зміни поля енерговиділення в активній зоні.

3) Комбінована програма з підтриманням постійного тиску у другому контурі за малих навантажень і постійної середньої температури теплоносія першого контуру за великих навантажень:

Переваги: у маневрових режимах енергоблок працює головним чином за постійної температури теплоносія в першому контурі, при цьому тиск пари у другому контурі в разі значних відхилень є в допустимих рамках.

Недоліки: на практиці підтримка постійної температури теплоносія в першому контурі під час маневрування заважка за обмеження дозволеного діапазону зміни тиску в парогенераторі (62–64 бар).

4) Компромісна програма з помірною зміною середньої температури теплоносія в першому

контурі та початкового тиску пари у другому контурі:

Переваги: можливість оптимального вибору параметрів як першого, так і другого контуру.

Недоліки: збільшення тиску пари у другому контурі під час зниження потужності енергоблока, що потребує проектування парогенераторів і головних паропроводів для роботи з тиском, що перевищує номінальне значення; через зміну величини середньої температури теплоносія в першому контурі виникає потреба в компенсаторі тиску збільшених розмірів; збільшені температурні напруги в корпусі ядерного реактора, а також у оболонках ТВЕЛів; для компенсації зміни реактивності завдяки температурному коефіцієнту потребується вплив на ОР СУЗ, що може привести до зміни поля енерговиділення в активній зоні.

Під час аналізу наведених програм для реалізації регулювання потужності енергоблоку була обрана комбінована програма.

Оскільки енергоблок працює у номінальному режимі, його потужність підтримується в діапазоні 80–100% від номіналу.

За великих навантажень комбінована програма підтримує постійною середню температуру теплоносія першого контуру, при цьому тиск пари у другому контурі в разі значних відхилень є в допустимих межах.

Схема регулювання потужності енергоблока з ВВЕР-1000 за комбінованою програмою за великих навантажень зображена на рисунку 3.

Для розуміння, як саме функціонує програма регулювання, далі буде описана її робота.

Персонал енергоблока для збільшення/зменшення потужності за допомогою задатчика 7 змінює задане значення і при цьому регулятор потужності енергоблока 8 залежно від сигналу неузгодженості формує управляючу команду, яка передається механізму управління турбіною 9. Механізм управління турбіною 9 за допомогою сервомотора 10 відкриває/закриває регулюючий клапан 3 турбіни 4. Отже, електрична потужність генератора буде змінюватись доти, доки сигнал неузгодженості не буде рівним нулю.

Під час відкриття/закривання регулюючого клапану турбіни тиск пари перед турбіною та в парогенераторі 2 зменшиться/збільшиться, що,

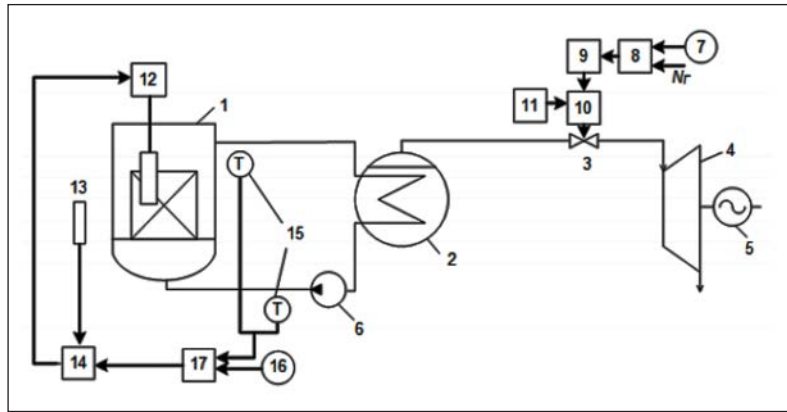


Рис. 3. Принципова схема регулювання потужності енергоблока з реактором ВВЕР-1000, яка реалізує комбіновану програму регулювання за великих навантажень: 1 – реактор; 2 – парогенератор; 3 – регулюючий клапан турбіни; 4 – турбіна; 5 – генератор; 6 – головний циркуляційний насос; 7 – задатчик електричної потужності генератора; 8 – регулятор потужності енергоблока; 9 – механізм управління турбіною; 10 – сервомотор; 11 – регулятор частоти обертання турбіни; 12 – приводи регулюючих стрижнів; 13 – іонізаційна камера; 14 – регулятор нейтронної потужності реактора; 15 – датчики температури теплоносія першого контуру; 16 – задатчик середньої температури теплоносія першого контуру; 17 – регулятор середньої температури теплоносія першого контуру

відповідно, приведе до зменшення/збільшення тиску пари та температури насичення в парогенераторі, тобто кількість тепла, що відводиться другим контуром, збільшиться/зменшиться.

Раніше описані процеси призведуть до того, що температура теплоносія першого контуру на виході з парогенератора зменшиться/збільшиться. Разом із нею зменшиться/збільшиться і середня температура теплоносія.

Регулювання нейтронної потужності здійснюється за допомогою автоматичного регулятора потужності (АРП). АРП складається з регулятора середньої температури теплоносія першого контуру 17 та регулятора нейтронної потужності 14. За допомогою задатчика 16 та датчиків 15 середньої температури першого контуру формується сигнал неузгодженості, відповідно, регулятор середньої температури теплоносія першого контуру випрацьовує коригуючий сигнал на регулятор нейтронної потужності.

Далі, регулятор нейтронної потужності змінює положення регулюючих стрижнів 12, що приводить до підтримання постійного значення середньої температури теплоносія першого контуру.

Висновки. Розроблено багатозонну модель реактора, яка включає ідентифіковану модель борного регулювання, що дає змогу контролювати зміну технологічних параметрів – теплової потужності, температури теплоносія на вході і

виході АКЗ реактора, температури ТВЕЛів за висотою АКЗ реактора.

На основі багатозонної моделі реактора розроблено модель енергоблока як об'єкта керування, що дало змогу зменшити похибку моделювання

статичних і динамічних властивостей енергоблока.

Було досліджено та порівняно ефективність кожного режиму регулювання потужності енергоблока.

Список літератури:

1. Беркович В.М., Горохов В.Ф., Татарніков В.П. Про можливість регулювання потужності енергосистеми за допомогою атомних електростанцій. *Теплоенергетика*. Вип. 6. 19 с.
2. Максимов М.В. Метод оцінки ефективності алгоритму маневру потужністю енергоблоку з реакторами ВВЕР-1000. *Известия вузов. Серія : Ядерна енергетика*. 2008. Вип. 4. С. 128–139.
3. Баскаков В.Є. Алгоритм експлуатації енергоблоку з ВВЕР у підтримці добового балансу потужності енергосистеми. *Праці Одеського політехнічного університету*. 2007. Вип. 2 (28). С. 56–59.
4. Сучасні технології управління : монографія : в 2 т. / за заг. ред. С.В. Купрієнко; Sworld. Одеса : Купрієнко С.В., 2012. 179 с.
5. Медведєв Р.Б., Сангінова О.В. Оптимальне керування процесом зміни концентрації борної кислоти в теплоносії першого контуру АЕС з ВВЕР-1000. *Наукові вісті Національного технічного університету України «Київський політехнічний інститут»*. 2002. Вип. 2 (22). С. 29–56.
6. Волошкіна О.О., Беглов К.В., Плахотнюк О.А. Дослідження регулятора концентрації рідкого поглинача енергоблоку АЕС. *Автоматизація технологічних і бізнес-процесів*. 2015. Т. 7. Вип. 4. С. 18–24.
7. Кисельова Н.І., Погрібний Я.С., Беглов К.В. Дослідження регулятора потужності з рідким поглиначем для енергоблоку АЕС з ВВЕР-1000. *Вчені записки Таврійського національного університету імені В.І. Вернадського*. Серія : Технічні науки. 2018. Вип. 29 (68). Ч. 1. № 3. С. 134–140.

Martyniuk E.A., Beglov K.V. SIMULATION ASR OF POWER OF THE POWER UNIT OF THE NPP WITH VVER-1000 IN MODE “K”

The WWER-1000 reactor unit is an independent part of a nuclear power plant, which is a technological complex for the production of electricity by using the energy released during a controlled nuclear reaction. The unit operates on a grid with a large number of electricity consumers.

The dynamic processes in the generator are virtually inert, so the electrical power delivered to the grid is equal to the mechanical energy on the turbine rotor. The main task of power system regulation is to produce electricity in exact accordance with continuously varying consumption.

There is a discrepancy between the generation and consumption of electricity during the daily cycle in the Ukrainian grid, and the total proportion of installations designed to regulate the load of the grid is very small, so it is urgent to adapt the operating units of nuclear power plants to new specific conditions by creating an automated system for managing power plants modes. All Ukrainian nuclear power plants with VVER-1000 are operated in the power unit stabilization mode at the set level, although the equipment of the first circuit permits operation in the power maneuvering modes.

High reliability and safety of the unit are the basic requirements that are required when operating the unit in a maneuverable mode. The key to reliable and safe operation of the unit is the stability of the reactor during perturbations, both during operation at a constant load level and in maneuver mode.

The automatic power controller is an integral part of the power unit's power management system and is designed to maintain reactor power according to the load of the turbine generator.

Currently, the control of the power of the unit with reactors VVER is carried out precisely with the help of an automatic reactor power regulator (ARP) and a turbine controller (RT). The reactor power controller provides the following operating modes:

- mode of astatic support of thermal parameter (steam pressure in front of turbine) influence on reactor (T);
- Astatic Neutron Power (H) mode;
- mode of maintenance of the thermal parameter in the compromise program influence on the reactor (K);
- conservative mode of maintaining the thermal parameter by influencing the reactor (C).

The combined (compromise) control program of the VVER-1000 units is designed to take advantage of other programs. The control program with a constant average coolant temperature in the first circuit is most favorable for the equipment of the first circuit, and the control program with a constant initial steam pressure in the second circuit for the steam generating equipment and steam pipelines of the second circuit. The desire to make the most of the benefits of each of these regulatory programs, mitigating their weaknesses whenever possible, has led to the use in some cases of combined regulation as a compromise solution.

Key words: NPP, energy, automatic power controller, operating modes, combined adjustment program.