

ІНФОРМАТИКА, ОБЧИСЛЮВАЛЬНА ТЕХНІКА ТА АВТОМАТИЗАЦІЯ

УДК 681.51

Андрощук Г.В.

Одеський національний політехнічний університет

Пелих С.Н.

Одеський національний політехнічний університет

РОЗРОБКА ТА ДОСЛІДЖЕННЯ АВТОМАТИЧНОЇ СИСТЕМИ УПРАВЛІННЯ ВЛАСТИВОСТЯМИ ЯДЕРНОГО ПАЛИВА ВВЕР-1000 ДЛЯ ПРОГРАМИ РЕГУЛЮВАННЯ ПОТУЖНОСТІ РЕАКТОРА З ПОСТІЙНОЮ СЕРЕДНЬОЮ ТЕМПЕРАТУРОЮ ТЕПЛОНОСІЯ

Нині всі українські АЕС із ВВЕР-1000 експлуатуються в режимі стабілізації потужності енергоблоку на заданому рівні, хоча обладнання 1-го контуру розраховане на експлуатацію в режимі маневрування потужністю. Це, насамперед, пов'язано з тим, що нині маневрування потужністю реакторної установки (РУ) здійснюється операторами в ручному режимі і тільки на вимогу диспетчерів енергосистеми. Виконання маневру операторами РУ в ручному режимі дуже небезпечно, бо під час управління необхідно одночасно контролювати зміну багатьох нейтронно-фізичних і технологічних параметрів, що призводить до необхідності враховувати вплив людського фактору на безпеку АЕС. Рішенням цього завдання може стати створення АСП потужності енергоблоку, яка дасть змогу експлуатувати енергоблок у режимі маневрування потужністю з вимогою, щоб надійність і безпека енергоблоку були знижені, а також щоб економічна ефективність енергоблоку зберігалася на необхідному рівні.

***Ключові слова:** автоматизована система регулювання, реактор ВВЕР-1000, автоматизація, ядерне паливо, середня температура теплоносія.*

Постановка проблеми. Оскільки всі українські АЕС із ВВЕР-1000 експлуатуються в режимі стабілізації потужності енергоблоку на заданому рівні, обладнання 1-го контуру розраховане на експлуатацію в режимі маневрування потужністю. Це, насамперед, пов'язано з тим, що нині маневрування потужністю реакторної установки (РУ) здійснюється операторами в ручному режимі і тільки на вимогу диспетчерів енергосистеми. Виконання маневру операторами РУ в ручному режимі дуже небезпечно, адже при управлінні необхідно одночасно контролювати зміну багатьох нейтронно-фізичних і технологічних параметрів, що призводить до необхідності враховувати вплив людського фактору на безпеку АЕС.

Аналіз останніх досліджень і публікацій. Авторами С.М. Пелих, М.О. Фролов, А.В. Наливайко, Хуйю Чжоу опублікована стаття на тему «Автоматизована система керування властивостями ядерного палива ВВЕР-1000 з урахуванням параметра пошкодження оболонок твелів» [2, с. 1].

Запропоновано автоматизовану систему управління властивостями ядерного палива (ЯП) реактора ВВЕР-1000 з урахуванням параметра деформаційного пошкодження оболонок твелів, глибини вигорання ЯП і аксіального офсету [2, с. 3].

У цій публікації запропоновані склад і структура автоматизованої системи управління властивостями палива реактора ВВЕР-1000, що забезпечує баланс між безпекою та економічністю експлуатації ЯП.

Проте нині залишається невирішеним питання експериментів таких систем та теорій на реальних об'єктах. Відсутні адекватні методи визначення максимальної ефективності методик та їхньої оцінки.

Постановка завдання. З метою розробки та дослідження автоматизованої системи регулювання потужності енергоблоку з постійною середньою температурою теплоносія, яка дасть змогу експлуатувати енергоблок у маневрених режимах добового циклу для підтримки балансу потужності в енергосистемі України, необхідно:

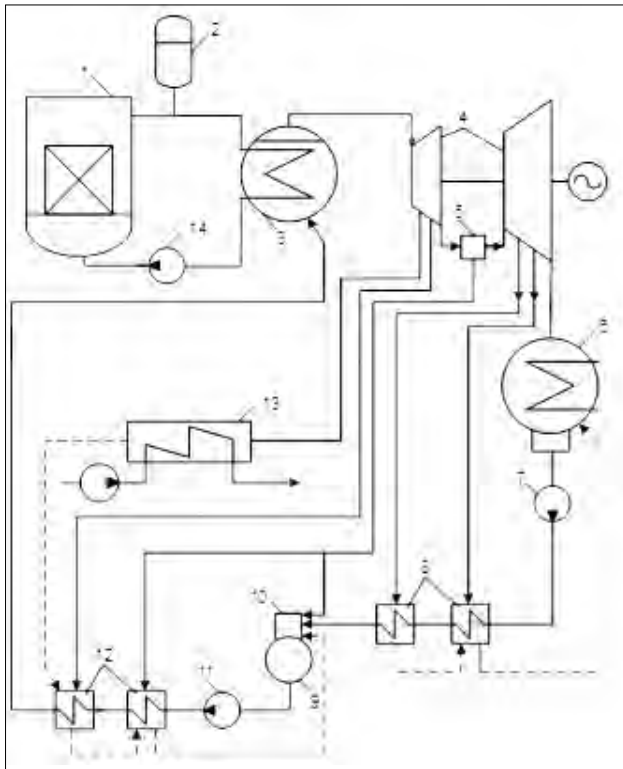


Рис. 1. Спрощена теплова схема енергоблоку АЕС з реактором ВВЕР-1000:

- 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

– розробити математичну модель енергоблоку як об’єкта управління, яка складається з багатозонної моделі реактора, моделей парогенератора і турбогенератора;

– моделювання та реалізація на розробленій моделі автоматизовану систему регулювання потужності енергоблоку, яка функціонує за методом регулювання з постійною середньою температурою теплоносія 1-го контуру.

Виклад основного матеріалу дослідження. Енергоблок із реактором ВВЕР-1000 – самостійна частина атомної електростанції, яка являє собою технологічний комплекс для виробництва електроенергії шляхом використання енергії, виділеної при контрольованій ядерній реакції. Енергоблок працює на енергосистему з великою кількістю споживачів електроенергії.

Динамічні процеси в генераторі практично безінерційні, тому електрична потужність, що віддається в енергосистему, дорівнює механічній енергії на роторі турбіни. Основне завдання регу-

лювання енергосистеми полягає в тому, щоб виробляти вироблення електроенергії в точній відповідності до безперервно мінливого споживання [1, с. 160].

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

Ціллю роботи є розробка АСУ у режимі Н, що мається на увазі автоматичне підтримання нейтронної потужності реактора.

Потужність реактора має відповідати заданому значенню, коефіцієнт розмноження має дорівнювати одиниці, а реактивність – нулю. Однак при експлуатації реактора коефіцієнт розмноження змінюється через вигорання палива, отруєння, шлакування, дію температурного і потужностного ефектів.

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

- збільшенням або зменшенням кількості матеріалу, що ділиться в активній зоні;
- зміною величини витoku 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 у спеціальних каналах;
- газове регулювання, коли змінюється висота поглинаючого стовпа газу, або його концентрація, або щільність;
- хімічне регулювання, коли змінюється концентрація поглинача в теплоносії;
- компенсація реактивності рухливими вигоряючими поглиначами. Такий поглинач завантажується разом з ядерним паливом і постійно вигоряє. При цьому компенсується реактивність шляхом вигорання і зашлакування палива.

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

Оскільки СУЗ реакторів служить для компенсації реактивності, регулювання потужності і захисту, 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.

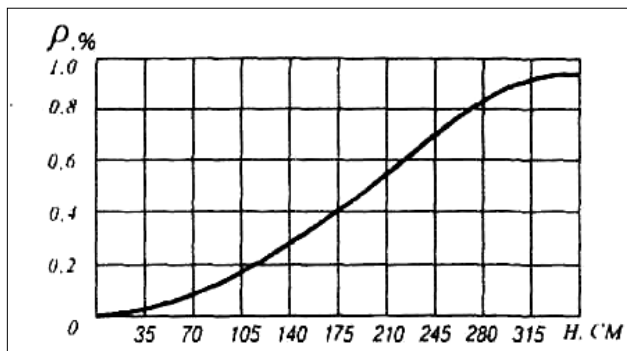


Рис. 2. Інтегральна ефективність однієї групи ОР СУЗ ВВЕР-1000

Схема регулювання потужності енергоблоку з ВВЕР-1000 за програмою з постійною середньою температурою теплоносія зображена на рисунку 3.

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

Персонал енергоблоку для збільшення/зменшення потужності за допомогою задатчика 7 змінює задане значення і при цьому регулятор потужності енергоблоку 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. Таким чином, електрична потужність генератора буде змінюватись до тих пір, поки сигнал неузгодженості не буде рівним нулю.

У разі відкриття/закривання регулюючого клапану турбіни тиск пари перед турбіною та у парогенераторі 2 зменшиться/збільшиться, що, відповідно, приведе до зменшення/збільшення тиску пари та температури насичення у 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.

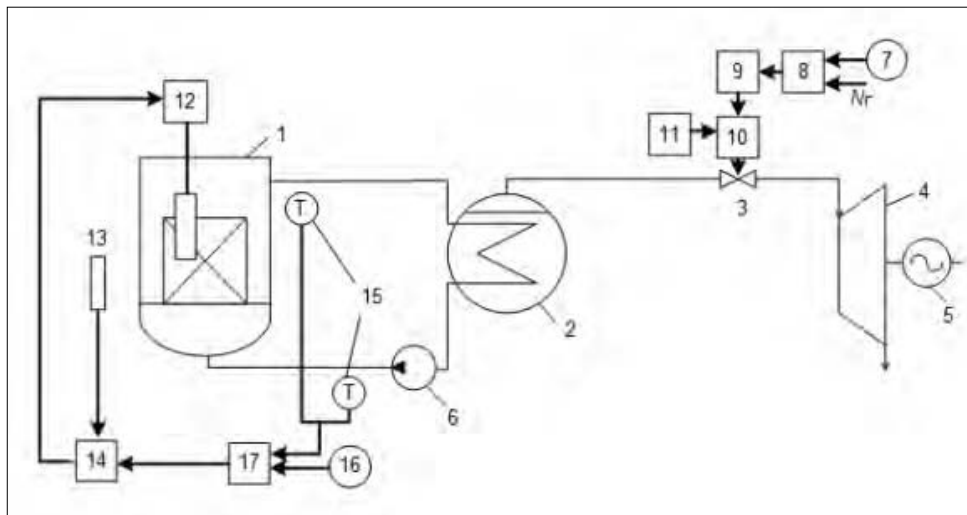


Рис. 3. Принципова схема регулювання потужності енергоблоку з реактором ВВЕР-1000, яка реалізує програму з постійною середньою температурою теплоносія: 1 – реактор; 2 – парогенератор; 3 – регулюючий клапан турбіни; 4 – турбіна; 5 – генератор; 6 – головний циркуляційний насос; 7 – задатчик електричної потужності генератора; 8 – регулятор потужності енергоблоку; 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

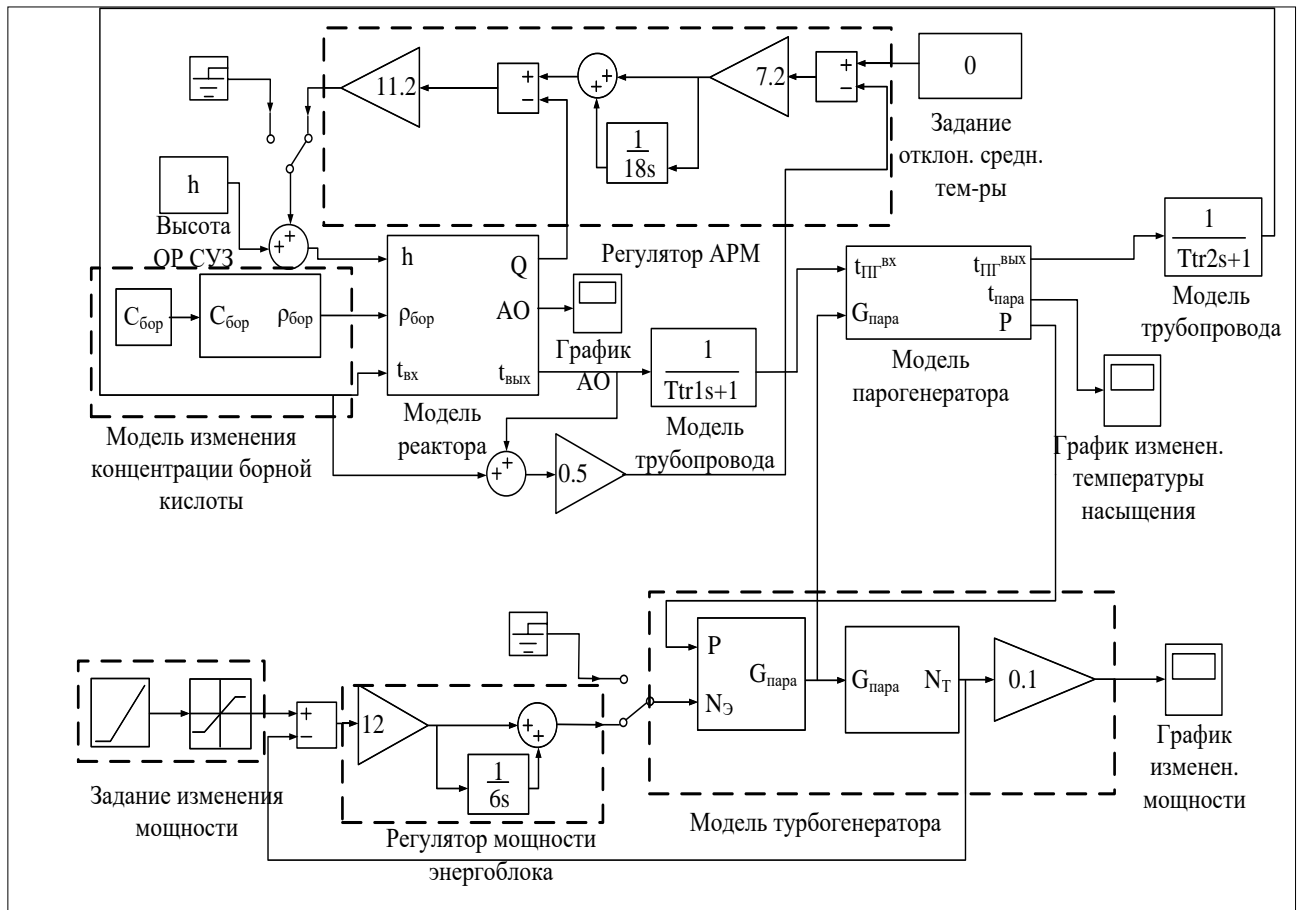


Рис. 4. Моделирование автоматизированной системы регулирования мощности энергоблока

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 датчика 16 та датчиків 15 середньої температури першого контуру формується сигнал неузгодженості, тим самим регулятор середньої температури теплоносія першого контуру випрацьовує коригуючий сигнал на регулятор нейтронної потужності.

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

Регулювання електричної потужності энергоблоку здійснюється за допомогою автоматичного регулятора потужності (АРП) і регулятора потужності энергоблоку.

АРМ є каскадом із двох ієрархічно сполучених регуляторів:

1. нейтронної потужності реактора, який є стабілізуючий;
2. середньої температури теплоносія 1-го контуру, який є коригуючим.

Прийнято, що регулятор середньої температури теплоносія 1-го контуру і регулятор потужності энергоблоку мають ПІ-закон регулювання, а регулятор нейтронної потужності реактора, оскільки він є стабілізуючим регулятором, має П-закон регулювання. Розрахунок налаштувань регуляторів здійснювався за методом А.П. Копеловича.

Після налаштування регуляторів на моделі була реалізована програма регулювання з постійною середньою температурою теплоносія. Зміна завдань по електричній потужності з 100 до 80% номінальної потужності відбувалася лінійно, безперервно, з регламентною швидкістю 5 МВт/хв.

Експлуатація реактора в режимах із потужністю энергоблоку менше за 80% економічно недоцільна. Тому в цьому розділі і далі розглядатиметься зміна технологічних параметрів энергоблоку саме в діапазоні від 100 до 80% номінальної потужності энергоблоку.

АСР потужності энергоблоку АЕС з ВВЭР-1000, алгоритм управління якої реалізує програму регулювання з постійною середньою температурою теплоносія в АКЗ реактора в середовищі

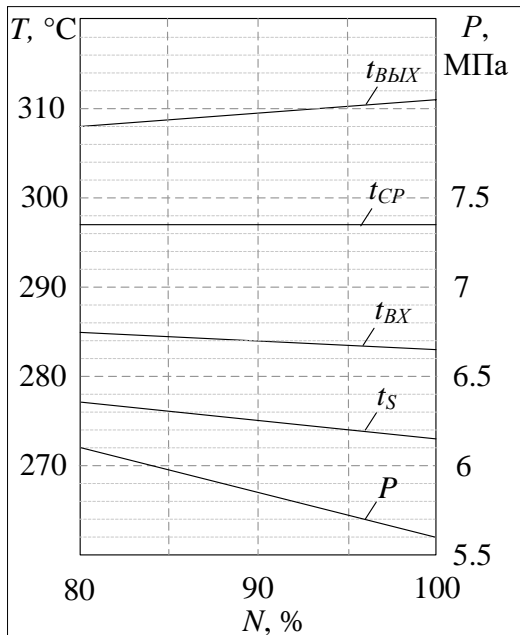


Рис. 5. Зміна технологічних параметрів в залежності від потужності енергоблоку

моделювання Simulink пакету Matlab представлена на рисунку 4.

З метою виведення на графіки абсолютних значень були задані такі початкові умови: номінальне значення середньої температури теплоносія 297 З; номінальне значення температури теплоно-

сія на вході в АКЗ реактора 283°C; номінальний тиск пари в 2-му контурі -5.7 МПа; номінальна температура насичення пари -273°C.

В один графік (рис. 5) були зведені зміни всіх технологічних параметрів залежно від потужності енергоблоку.

Висновки. Проаналізувавши отримані результати, можна зробити висновки, що ця АСУ має низку переваг та недоліків, тому доцільно буде їх перерахувати:

переваги – у маневрових режимах енергоблок працює головним чином при постійній температурі теплоносія у першому контурі, при цьому тиск пари у другому контурі в разі значних відхилень знаходиться у допустимих рамках;

недоліки – на практиці підтримка постійної температури теплоносія у першому контурі при маневруванні заважка при обмеженні дозволеного діапазону зміни тиску у парогенераторі (62–64 бар).

Також, беручи до уваги такі переваги методу регулювання потужності енергоблоку з постійною середньою температурою теплоносія в першому контурі, як найбільш доцільні умови для експлуатації ядерним паливом АСУ властивостями ядерного палива в процесі експлуатації реактору ВВЕР-1000, доцільно та правильно дослідити метод регулювання потужності енергоблоку додатково та на реальному об'єкті.

Список літератури:

1. Пелых С.Н. Основы управления свойствами твэлов ВВЭР. Saarbrücken: Palmarium Academic Publishing, 2013. 160 с.
2. Пелих С.М., Фролов М.О., Наливайко А.В., Хуйлю Чжоу. Автоматизована система керування властивостями ядерного палива ВВЕР-1000 з урахуванням параметра пошкодження оболонок твєлів. Збірник «Наукові праці». Одеса, 2017. С. 1.
3. Овчинников Ф.Я. Эксплуатационные режимы водо-водяных энергетических реакторов. Москва, 1988. 359 с.
4. Соснин О.В. Энергетический вариант теории ползучести. Новосибирск, 1986. – 95 с.

РАЗРАБОТКА И ИССЛЕДОВАНИЕ АВТОМАТИЧЕСКОЙ СИСТЕМЫ УПРАВЛЕНИЯ СВОЙСТВАМИ ЯДЕРНОГО ТОПЛИВА ВВЭР-1000 ДЛЯ ПРОГРАММЫ РЕГУЛИРОВАНИЯ МОЩНОСТИ РЕАКТОРА С ПОСТОЯННОЙ СРЕДНЕЙ ТЕМПЕРАТУРОЙ ТЕПЛОНОСИТЕЛЯ

Сегодня все украинские АЭС с ВВЭР-1000 эксплуатируются в режиме стабилизации мощности энергоблока на заданном уровне, хотя оборудование 1-го контура рассчитано на эксплуатацию в режиме маневрирования мощностью. Это, прежде всего, связано с тем, что в настоящее время маневрирование мощностью реакторной установки (РУ) осуществляется операторами в ручном режиме и только по требованию диспетчеров энергосистемы. Выполнение маневра операторами РУ в ручном режиме очень опасно, так как при управлении необходимо одновременно контролировать изменение многих нейтронно-физических и технологических параметров, что приводит к необходимости учитывать влияние человеческого фактора на безопасность АЭС. Решением этой задачи может стать создание АСУ мощности энергоблока, которая позволит эксплуатировать энергоблок в режиме маневрирования мощностью с требованием, чтобы надежность и безопасность энергоблока были снижены и чтобы экономическая эффективность энергоблока хранилась на необходимом уровне.

Ключевые слова: автоматизированная система регулирования, реактор ВВЕР-1000, автоматизация, ядерное топливо, средняя температура теплоносителя.

DEVELOPMENT AND RESEARCH OF THE AUTOMATIC CONTROL SYSTEM OF THE PROPERTIES OF THE NUCLEAR FUEL VVER-1000 FOR THE PROGRAM CONTROL THE POWER OF THE REACTOR WITH A CONSTANT AVERAGE COOLANT TEMPERATURE

Today, all Ukrainian NPPs with VVER-1000 are operated in the mode of stabilizing the power of the power unit at a given level, although the equipment of the 1st circuit is designed for operation in the mode of maneuvering power. This is primarily due to the fact that at present, the maneuvering capacity of the reactor plant (RU) is carried out by operators in manual mode and only at the request of the dispatchers of the power system. Manual maneuvering by RP operators is very dangerous, since during control it is necessary to simultaneously control changes in many neutronic and technological parameters which leads to the need to take into account the human factor's influence on NPP safety. The solution to this problem can be the creation of ASR power unit, which will allow the unit to operate in power maneuvering mode with the requirement that the reliability and safety of the power unit are reduced, as well as the economic efficiency of the unit is kept at the required level.

Key words: automation control system, reactor VVER-1000, automation, nuclear fuel, average constant temperature.