УДК 681.51

Бойко О.В.
Одеський національний політехнічний університет

Пелих С.В.
Одеський національний політехнічний університет

РОЗРОБКА ТА ДОСЛІДЖЕННЯ АВТОМАТИЗОВАНОЇ СИСТЕМИ УПРАВЛІННЯ ВЛАСТИВОСТЯМИ ЯДЕРНОГО ПАЛИВА ВВЕР-1000 ДЛЯ ПРОГРАМИ РЕГУЛЮВАННЯ ПОТУЖНОСТІ РЕАКТОРА З ПОСТІЙНИМ ТИСКОМ ПАРИ ДРУГОГО КОНТУРУ

Енергоблоки АЕС з реакторами ВВЕР-1000, які експлуатуються на чотирьох АЕС, є найпотужнішими на території України. У зв'язку з тим, що є суттєва невідповідність між виробленням і споживанням електричної енергії в енергосистемі країни протягом доби, а також у зв'язку з тим, що сумарна частка установок, призначених для регулювання добового графіка навантаження енергосистеми, дуже мала, стає актуальною адаптація чинних енергоблоків до нових специфічних умов роботи шляхом створення автоматизованої системи регулювання (АСР) потужності енергоблоку, яка дасть змогу експлуатувати енергоблоки АЕС у маневрених режимах.

Ключові слова: *тепловидільний елемент (ТВЕЛ), атомна електрична станція (АЕС), автоматизація, активна зона (АКЗ), режим маневрування потужністю.*

Постановка проблеми. Нині всі українські АЕС з 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, адже 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 АСР потужності енергоблоку, яка дасть змогу експлуатувати енергоблок у режимі маневрування потужністю з вимогою, щоб надійність і безпека енергоблоку були знижені, а економічна ефективність енергоблоку зберігалася на необхідному рівні.

Аналіз останніх досліджень і публікацій. Науковці Бойко О.В. і С.В. Пелих у роботі показали необхідність і умови розробки автоматизованої системи управління технологічним процесом експлуатації твелів легко-водяного реактора з урахуванням накопиченої в нормальних умовах пошкодженості їх оболонок із метою підвищення економічної ефективності експлуатації твелів шляхом управління їх властивостями за дотримання вимог безпеки [6, с. 10].

Постановка завдання. Метою роботи є розробка АСР потужності енергоблоку АЕС із реактором ВВЕР-1000 у режимі К.

Під режимом К мається на увазі комбінована програма з підтриманням постійного тиску у другому контурі за умови малих навантажень та постійної середньої температури теплоносія першого контуру за умови великих навантажень.

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

Щоб підтримувати реактори у критичному стані, необхідно змінювати властивості активної зони заради компенсації зазначених ефектів. Вплив на реактивність принципово можна 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:

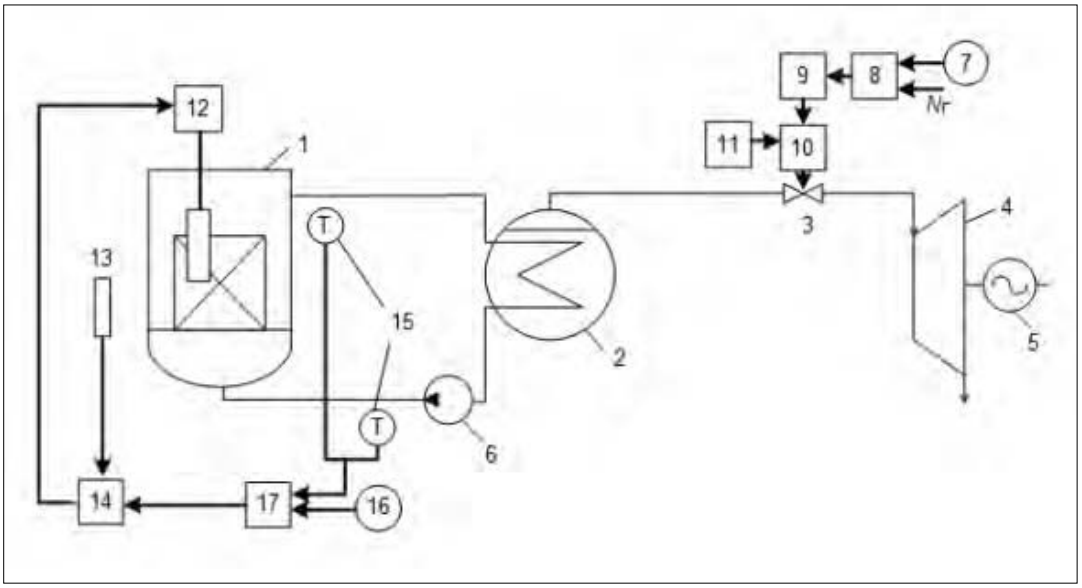

Рис. 1. Принципова схема регулювання потужності енергоблоку з реактором ВВЕР-1000, яка реалізує комбіновану програму регулювання при великих навантаженнях:
1 – реактор; 2 – парогенератор; 3 – регулюючий клапан турбіни; 4 – турбіна; 5 – генератор; 6 – головний циркуляційний насос; 7 – задатчик електричної 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.

– регулювання рухливими твердими поглиначами нейтронів;

– рідинне регулювання, коли змінюється рівень або щільність рідкого поглинача в 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 у 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 (А3) призначені для швидкого припинення ланцюгової реакції в аварійних випадках. У найбільш небезпечних ситуаціях проводиться скидання стрижнів А3 в активну зону.

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 під час контрольованої ядерної реакції. Енергоблок працює на енергосистему з великою кількістю споживачів електроенергії.

Енергоблок із реактором ВВЕР-1000 має два контури.

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

Теплоносієм 1-го контуру є вода під високим тиском із розчиненою в ній борною кислотою. Внаслідок ланцюгової реакції поділу ядер урану-235 у твелах реактора ВВЕР-1000 виділяється теплота. Під час проходження теплоносія через

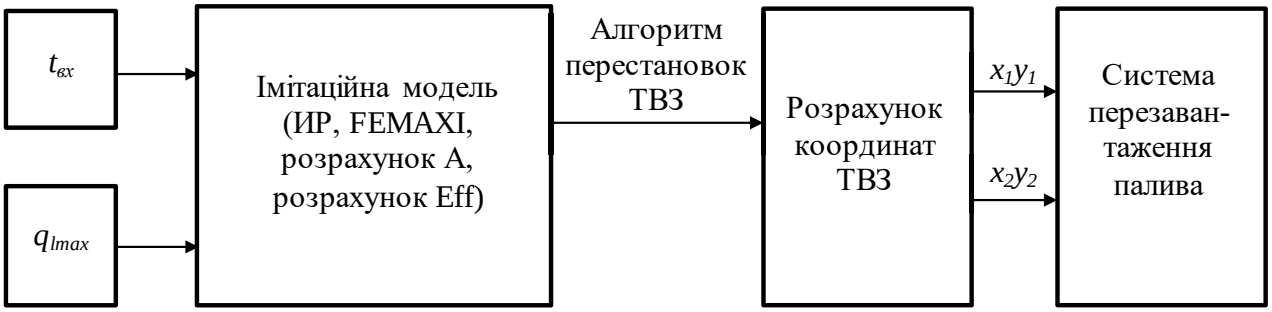

Рис. 2. Схема регулювання властивостями палива

активну зону реактора відбувається його нагрівання шляхом тепловіддачі від оболонок твелів. Із реактора теплоносій надходить у ПГ.

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

Насичений пар, який виробляється у парогенераторі, через паропровод поступає на турбіну, яка приводить у дію генератор, що виробляє електричний струм [1, с. 50].

Із метою управління та захисту ядерного реактора використовують регулюючі стрижні, які можна переміщувати по всій висоті активної зони. У разі глибокого введення ланцюгова реакція стає неможливою, оскільки нейтрони сильно поглинаються та виводяться із зони реакції. Це відбувається тому, що стрижні вироблені з матеріалу, який має високу ступінь поглинання нейтронів [2, с. 58].

Переміщення стрижнів виконується дистанційно з пульту управління. У разі невеликого переміщення стрижнів ланцюговий процес буде або розвиватися, або затухати. Таким чином регулюється потужність реактора. У разі великих навантажень комбінована програма підтримує постійною середню температуру теплоносія першого контуру, при цьому тиск пари у другому контурі в разі значних відхилень перебуває у допустимих рамках.

Схема регулювання потужності енергоблоку з ВВЕР-1000 за комбінованою програмою при великих навантаженнях зображена на рис. 1.

Щоб зрозуміти, як саме функціонує програма регулювання, далі опишемо її роботу.

Персонал енергоблоку з метою 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 дорівнюватиме 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.

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, 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 [3, с. 108].

Схема регулювання властивостями палива атомного реактору.

Беручи за основу розрахунок моделі перестановок ТВЗ в ядерному реакторі, створено систему

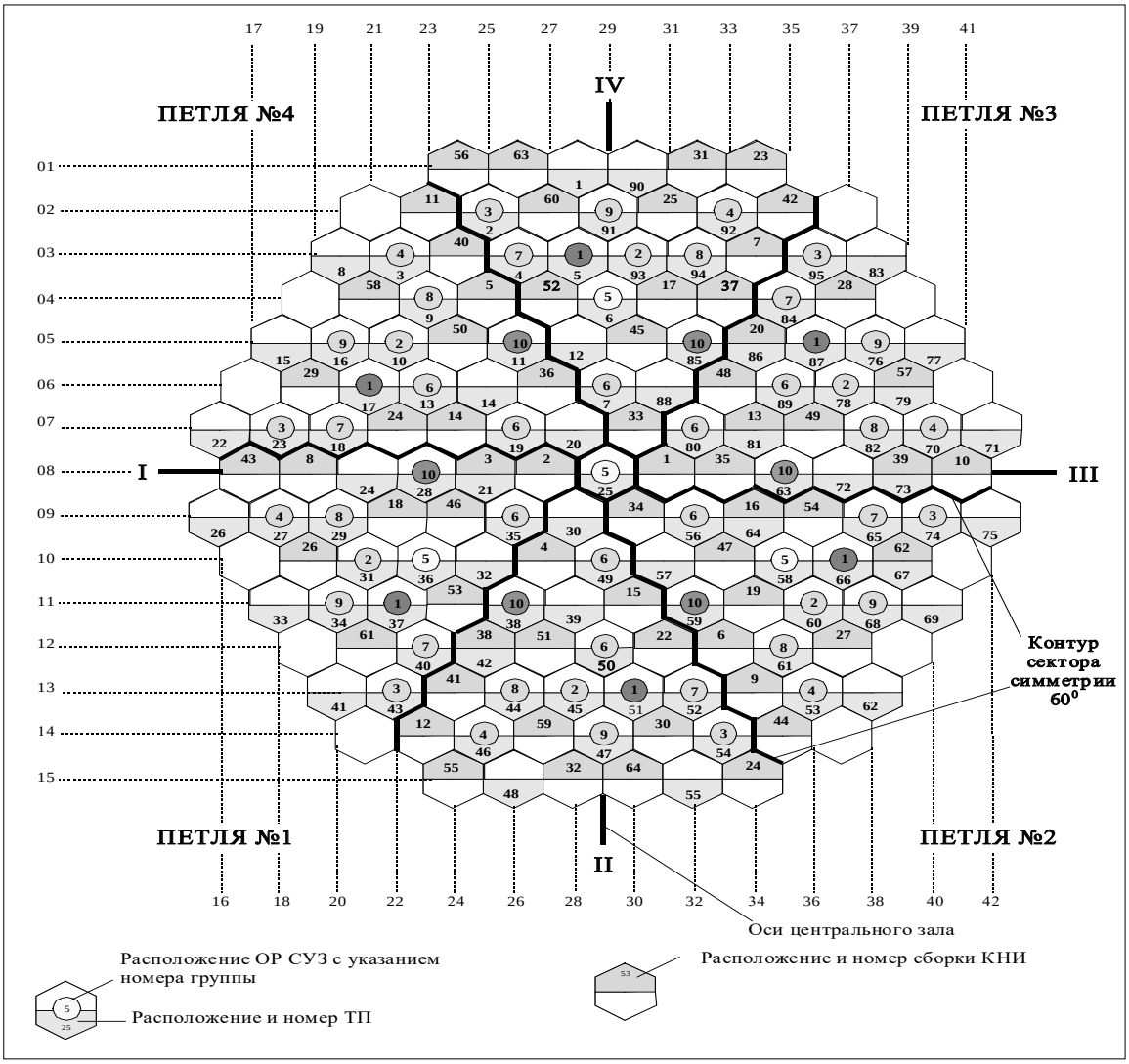

Рис. 3. Розміщення ТВЗ в активній зоні ЯР

регулювання властивостями палива ядерного реактору типу ВВЕР–1000 (рис. 2).

У розрахунку імітаційної моделі використовуються сигнал за вхідною температурою теплоносія $t_{вх}$ та максимальною лінійною потужністю у твелі q_{lmax}.

$t_{вх}$ вимірюється термопарою на вході однієї із петлі та вважається постійною. Значення q_{lmax} для 8 АС твела розраховуються із 7 сигналів датчика з метою виміру нейтронного потоку по висоті. Ці датчики входять до системи внутрішнього реакторного контролю.

Розрахунок проводиться використовуючи програми «Імітатор реактора» і «FEMAXI» на основі ЕВТП-метода. Із 8 розрахованих алгоритмів перестановок ТВЗ знайдений найєфективніший алгоритм перестановок ТВЗ (номер 3) , який фактично є послідовністю номерів комірок АКЗ.

Через номер комірки АКЗ визначаються фізичні координати кожної збірки x, y на кожен рік паливної компанії.

Ці координати передаються у системі перезавантаження топлива як вхідні сигнали.

Розрахунок найоптимальнішого шляху перестановки ТВЗ

Загалом можна виділити три типи ТВЗ: вивантажувані, переміщувані і завантажувані. Крім них, є ще один вид транспортованих конструкцій – заглушки. На відміну від ТВЗ, які треба переставити один раз, заглушки можна переставляти багаторазово.

Обмеження для кожного типу ТВЗ

ТВЗ, що вивантажується, може бути переміщена на склад, якщо для кожної з її сусідніх ТВЗ після її вилучення буде виконуватись одна з умов опори:

1) ТВЗ межує з менш ніж шістьми комірками реактора, а не менше двох із них зайняті ТВЗ або заглушками;

2) ТВЗ межує з шістьма комірками реактора, не менше трьох із них зайняті заглушками або ТВЗ;

3) ТВЗ межує з шістьма комірками реактора, дві з них зайняті ТВЗ або заглушками, але при цьому вони розміщені з протилежних боків зазначеної ТВЗ.

Переміщувані ТВЗ можуть бути переставлені, якщо комірка призначення вільна і після її витягання для її сусідніх ТВЗ будуть виконуватись умови опори. Після її установки для неї також мають виконуватись умови опори сусідніх ТВЗ.

Завантажувана ТВЗ може бути переміщена, якщо позиція, в яку її варто встановити, вільна і після установки для неї будуть виконуватись умови опори сусідніх ТВЗ, а також умова попередньої загрузки:

1. або в реактор завантажено менше 18 ТВЗ;
2. або завантажено 18 і більше, але при цьому всі ці ТВЗ переставлені в нові позиції.

Опис алгоритма перестановки:

1. знаходимо ТВЗ, найближчу до стартової точки і для якої переміщення дозволено, виконуємо переміщення цієї ТВЗ;

2. знаходимо наступну ТВЗ, для якої переміщення дозволено, і найближчу до позиції тільки-но переміщеної ТВЗ. Виконуємо переміщення цієї ТВЗ. Виконуємо крок 2 доти, поки не будуть виконані всі перестановки або алгоритм не зайде в глухий кут (залишились непереміщені ТВЗ, але переміщення для них заборонено);

3. якщо виконані не всі переміщення і більше немає варіантів переміщення, то пересуваються заглушки;

4. знову виконуються кроки 3 та 4;

5. кран повертається в фінішну позицію.

На рис. 3 зображено розміщення ТВЗ в активній зоні ядерного реактору типу ВВЕР-1000.

Координата басейну (20.4,2.425), координата складу (11.4,2.425), координата початкової позиції крану (20.4,0.0), координата кінцевої позиції крану (19.0,0.0). Швидкість крану в активній зоні реактора – 0,6 м/с. Ділянка активної зони – коли координата по осі X не перевищує 5,4 м [4, с. 87].

Висновки. Розроблені основи автоматизованої системи управління властивостями палива ядерного реактору, а саме вигоранням ЯП та пошкодженням оболонок твелів. Основними вхідними даними моделей розрахунку параметру деформаційного пошкодження оболонок та оптимізації перестановок ТВЗ є температура теплоносія $t_{вх}$ на вході АКЗ і значення коефіцієнтів нерівномірності енерговиділення для аксіальних сегментів усередненого за ТВЗ твела для кожної комірки АКЗ. Вихідними параметрами моделі оптимізації перестановок ТВЗ є декартові координати комірок АКЗ, що призначені для кожної ТВЗ, яка перевстановлюється.

Список літератури:

1. Pelykh S.N., Maksimov M.V., Ryabchikov S.D. The prediction problems of VVER fuel element cladding failure theory. Nuclear Engineering and Design. 2016. Vol. 302. Part A, (June). P. 46–55.

2. Pelykh S.N., Parks G.T., Maksimov M.V. A method for VVER-1000 fuel rearrangement optimization taking into account both fuel cladding durability and burnup. Nuclear Engineering and Design. 2013. Vol. 257. № 4. P. 53–60.

3. Pelykh S.N., Nikolsky M.V., Maksimov M.V. A method for minimization of cladding failure parameter accumulation probability in VVER fuel elements. Problems of Atomic Science and Technology. Ser. Physics of Radiation Effect and Radiation Materials Science. 2014. Iss. 4. P. 108–116.

4. Стефаник В.М. Компьютерно-интегрированная система управления перестановками ТВС в АКЗ ВВЭР-1000 с учетом поврежденности оболочек твэлов. Автоматизація технологічних і бізнес-процесів. 2016. Vol. 8, № 1. С. 83−89.

5. Пелых С.Н. Основы управления свойствами твэлов ВВЭР. Саарбрюккен, 2013. 160 с.

6. Бойко О.В., Пелих С.В. Розробка та дослідження автоматизованої системи управління режимом навантаження реакторної установки з ввер-1000 з врахуванням параметра деформаційного пошкодження оболонок твелів. Вчені записки Таврійського національного університету імені В.І. Вернадського. Серія: Технічні науки. 2018. Том 29(68). № 4. С. 1−10.

РАЗРАБОТКА И ИССЛЕДОВАНИЕ АВТОМАТИЗИРОВАННОЙ СИСТЕМЫ УПРАВЛЕНИЯ СВОЙСТВАМИ ЯДЕРНОГО ТОПЛИВА ВВЭР-1000 ДЛЯ ПРОГРАММЫ РЕГУЛИРОВАНИЯ МОЩНОСТИ РЕАКТОРА С ПОСТОЯННЫМ ДАВЛЕНИЕМ ПАРА ВТОРОГО КОНТУРА

Энергоблоки АЭС с реакторами ВВЭР-1000, которые эксплуатируются на четырех АЭС, являются самыми мощными на территории Украины. В связи с тем, что существует существенное несоответствие между выработкой и потреблением электрической энергии в энергосистеме страны в течение суток, а также в связи с тем, что суммарная доля установок, предназначенных для регулирования суточного графика нагрузки энергосистемы очень мала, становится актуальной адаптации действующих энергоблоков к новым специфическим условиям работы путем создания автоматизированной системы регулирования (АСР) мощности энергоблока, которая позволит эксплуатировать энергоблоки АЭС в маневренных режимах.

Ключевые слова: *тепловыделяющие элементы (ТВЭЛ), атомная электростанция (АЭС), автоматизация, активная зона (АКЗ), режим маневрирования мощностью.*

DEVELOPMENT AND INVESTIGATION OF THE AUTOMATED SYSTEM OF CONTROL OF VVER-1000 NUCLEAR FUEL PROPERTIES FOR THE PROGRAM OF REGULATION OF POWER OF A REACTOR WITH THE CONTINUOUS TISSUE OF SECONDARY CIRCUIT

The power units of the WWER-1000 reactors, which are operated at four nuclear power plants, are the most powerful in Ukraine. Due to the fact that there is a significant discrepancy between the generation and consumption of electric energy in the country's energy system during the day, as well as due to the fact that the total share of installations intended to regulate the daily load schedule of the power system is very small, adaptation becomes actual operating power units to the new specific operating conditions by creating an automated control system (ACS) of the power unit power that will allow the operation of power units of the NPP in maneuverable modes.

Key words: *heat-conducting element (HCE), nuclear power plant (NPP), automation, active zone(AZ), power maneuvering mode.*