

УДК 621.311.25:621.039:661.654

**Киселёва Н.И.**

Одесский национальный политехнический университет

**Погребной Я.С.**

Одесский национальный политехнический университет

**Беглов К.В.**

Одесский национальный политехнический университет

## СРАВНИТЕЛЬНЫЙ АНАЛИЗ ПРОГРАММ РЕГУЛИРОВАНИЯ МОЩНОСТИ ДЛЯ СУТОЧНОГО МАНЕВРИРОВАНИЯ ЭНЕРГОБЛОКОМ АЭС С РЕАКТОРОМ ВВЭР-1000

*В энергосистеме Украины существует несоответствие между выработкой и потреблением электрической энергии в течение суточного цикла. Суммарная доля установок, предназначенных для регулирования нагрузки энергосистемы, очень мала, поэтому актуальной является адаптация действующих энергоблоков АЭС к новым специфическим условиям путем создания автоматизированной системы управления мощностью энергоблока в маневренных режимах. В работе рассмотрен сравнительный анализ традиционных программ регулирования мощности энергоблока (программы с постоянным давлением пара во втором контуре ( $P_s = \text{const}$ ) и с постоянной средней температурой теплоносителя в первом контуре ( $t_{cp} = \text{const}$ )) в маневренном режиме, с точки зрения устойчивости реактора. Аксиальный офсет характеризует равномерность энерговыделения по высоте активной зоны реактора, следовательно, и его устойчивость. Неравномерность нейтронного поля реактора снижает экономические показатели работы реакторной установки и в некоторых случаях может привести к возникновению предаварийных и аварийных ситуаций.*

**Ключевые слова:** регулятор, программа регулирования, мощность, Энергоблок, аксиальный офсет.

**Постановка проблемы.** В многочисленных работах, посвященных проблеме покрытия переменной части графиков нагрузок [1, с. 16–19; 2, с. 128–139], указывается, что повышение доли АЭС в общей установленной мощности требует повышенной маневренности энергооборудования АЭС, то есть работы энергоблоков АЭС в переменном режиме. Периодическое перераспределение энерговыделения по высоте АКЗ реактора под действием ксеноновых колебаний является одной из основных проблем обеспечения безопасной эксплуатации и устойчивости АКЗ реактора энергоблока в существующих стационарных АСР. Для решения этой проблемы разработана математическая модель [4, с. 108–122], с помощью которой исследовалась устойчивость реактора при различных программах регулирования, в маневренном режиме, опираясь на значения аксиального офсета.

**Анализ последних исследований и публикаций.** Авторы Т.В. Фощ, М.В. Максимов, М.В. Никольский написали статью на тему «Анализ влияния методов управления мощностью энергоблока с водо-водяным реактором на аксиальный офсет». Статья посвящена анализу влия-

ния методов управления мощностью энергоблока с ВВЭР-1000 в маневренном режиме на количественную меру устойчивости, а именно на величину аксиального офсета [3, с. 19–27].

**Постановка задачи.** Таким образом, целью работы является сравнительный анализ традиционных программ регулирования мощностью энергоблока (программы с постоянным давлением пара во втором контуре ( $P_s = \text{const}$ ), с постоянной средней температурой теплоносителя в 1-м контуре ( $t_{cp} = \text{const}$ )) в маневренном режиме, с точки зрения аксиального офсета.

**Изложение основного материала исследования.** Украинские энергоблоки АЭС работают на энергосистему с большим количеством потребителей электроэнергии. Потребление энергосистемы довольно скачкообразно, это связано с различными потребностями электрической энергии, которые зависят от сезона, дня недели, а также времени суток. По сути, единственным источником информации о величине несоответствия выработки электроэнергии её потреблению является отклонение частоты в энергосистеме от её номинального значения, равного  $50 \pm 0,1$  Гц.

Поэтому для поддержания баланса вырабатываемой электроэнергии и потребления энергосистемы используют три вида регулирования мощности объединённой энергосистемы. В сезонном регулировании принимают участие гидроэлектростанции, а для недельного и суточного регулирования используют энергоблоки ТЭС. Однако ситуация на энергорынке Украины такова, что энергоблоки АЭС начинают привлекать для недельного и суточного маневрирования [2, с. 128–139].

Переход АЭС на работу в маневренном режиме является устоявшейся мировой практикой. К примеру, Франция, где сегодня на АЭС эксплуатируются 58 энергоблоков, ещё с 1976 года начала этот процесс для энергоблоков с мощностью 900 МВт. А вот что касается украинской практики, то Госатомрегулирования согласовали работу в маневренном режиме только в 2015 году. Но эксперименты эксплуатации блоков (100–75–100% по электрической мощности, что примерно соответствует 100–85–100% по тепловой мощности активной зоны) ведутся уже давно, с конца 1990-х. В Украине в них были задействованы блоки № 5 ЗАЭС и № 2 ХАЭС. Велись подобные работы и в России, в частности на блоке № 1 Ростовской АЭС.

Энергоблоки с ВВЭР-1000 проектировались для работы только в базовом режиме, поэтому вопрос маневрирования энергоблоками на сегодняшний день является острым, а решение неоднозначно и требует длительных и всесторонних испытаний, а также, очевидно, финансовых затрат на модернизацию и дополнительные ремонтные работы. Любая цикличность нагружения оборудования усиливает эффект износа, а значит, часть вспомогательного оборудования придется менять чаще.

Тепловую мощность  $Q$  обычно задают и оценивают не в абсолютных, а в относительных единицах (в долях или процентах номинальной тепловой мощности реакторной установки  $Q_{ном}$ ), т. е. безразмерной величиной  $Q_{\%} = Q/Q_{ном}$ . Исходя из этого, тепловую мощность, отводимую от АКЗ реактора теплоносителем первого контура, можно с достаточной точностью определить по формуле:

$$Q = Q_{\%} \cdot Q_{ном} = G_1 \cdot C_1 \cdot (T_{вых} - T_{вх}) \quad (1)$$

В установившемся режиме можно с достаточной точностью считать, что температура теплоносителя на выходе/входе АКЗ совпадает с усреднённой температурой на входах/выходах парогенераторов. В реакторах ВВЭР расход теплоносителя первого контура поддерживается постоянным ( $G_1 = const$ ). При номинальной тепловой мощности относительная тепловая:  $Q_{\%} = 1$ . Теплоемкость теплоносителя первого контура в

сравнительно небольшом интервале изменения температуры также с достаточной точностью можно считать постоянной ( $C_1 = const$ ). Поэтому

$$Q_{ном} = G_1 \cdot C_1 \cdot \Delta T_{ном}, \quad (2)$$

где  $\Delta T_{ном}$  – номинальная разность температур теплоносителя на входе и выходе активной зоны реактора при номинальной тепловой мощности. Значение этой величины регламентировано проектом реакторной установки. Из формул (1) и (2) получим:

$$Q_{\%} = \frac{T_{вых} - T_{вх}}{\Delta T_{ном}}. \quad (3)$$

Таким образом, относительная тепловая мощность реактора определяется только разностью температур теплоносителя ( $T_{вых} - T_{вх}$ ), но не самими температурами.

Тепло, отводимое от АЗ реактора, передается теплоносителю второго контура в парогенераторе. Пренебрегая потерями теплоты (в окружающую среду, с протечками водой промконтура) и теплотой, вносимой ГЦН, получим:

$$Q_{\%} \cdot Q_{ном} \approx K_{нз} \cdot S_{нз} \cdot (T_1 - T_2). \quad (4)$$

Коэффициент теплоотдачи и площадь теплообмена  $K_{нз}$  и  $S_{нз}$  не зависят от тепловой мощности, температура кипящей в ПГ воды  $T_2$  равна температуре насыщения во втором контуре  $T_{нас}$  при заданном давлении  $P_2$ . Причем  $P_2$  незначительно отличается от давления пара в главном паровом коллекторе  $P_{гпк}$ . Кроме того, можно считать, что средняя температура теплоносителя первого контура в парогенераторе является

$$T_1 \approx 0.5(T_{вых} + T_{вх}), \quad (5)$$

из чего следует, что при номинальной тепловой мощности:

$$Q_{ном} \approx K_{энк} \cdot S_{нз} \cdot \Delta T_{ном}, \quad (6)$$

где  $\Delta T_{ном} = T_1 - T_{нас}$  соответствует регламентированной проектом реакторной установки разности температур  $T_1 - T_{нас}$  при номинальной тепловой мощности. Из (4) и (6) получим:

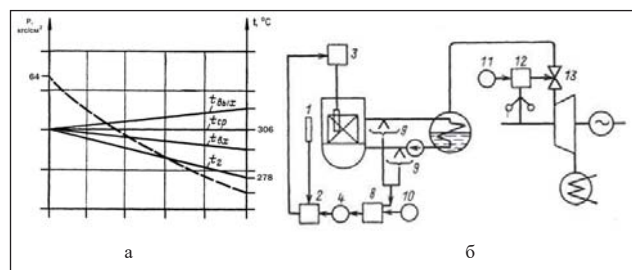
$$Q_{\%} \approx \frac{T_1 - T_{нас}}{\Delta T_{ном}}. \quad (7)$$

Таким образом, четыре параметра ( $\Delta T_{вых}$ ,  $\Delta T_{вх}$ ,  $\Delta T_1$ ,  $\Delta T_{нас}$ ), характеризующих тепловую мощность, связаны тремя уравнениями – (3), (5) и (7), поэтому для одного из них зависимость от тепловой мощности может быть выбрана заранее, после чего для трёх остальных параметров эта зависимость однозначно определяется приведёнными уравнениями.

В случае реализации программы регулирования  $T_1^{cp} = const$  значения  $T_{вых}$ ,  $T_{вх}$ ,  $T_{нас}$  и  $P_2$  изме-

няються, в залежності від потужності, як зображено на рис. 1а.

При підвищенні потужності енергоблока  $T_{\text{вх}}$  збільшується, а  $T_{\text{вх}}$  зменшується і навпаки, при цьому  $T_{\text{сп}}$  зберігається незмінною. Схема регулювання по данній програмі має вигляд, показаний на рис. 1б.



**Рис. 1. Програма з постійною середньою температурою теплоносія першого контура ( $T_{\text{сп}} - \text{const}$ ): а – залежність технологічних параметрів реактора ВВЕР-1000 від потужності; б – схема регулювання**

Регулювання ядерної енергетичної установки забезпечує система групового і індивідуального регулювання ОР СУЗ РУ, переміщаюча регулюючу групу поглинаючих зборок в активній зоні. Виконання управляючих функцій здійснюється по удосконаленим алгоритмам управління полем енерговиділення активної зони. ПТК СГІУ включає в себе силовий управління приводами ОР СУЗ, контроль їх положення, захисти, прийом і обробку команд захисти, контроль і діагностування стану технічних і програмних засобів, а також взаємодія з оператором при допомозі індикації в цифровому вигляді і на панелі о поточному стані груп, вибраних для ручного і автоматичного регулювання, а також ключом «групове управління». Силовий управління реалізує головне (робоче) і допоміжне (при русі вниз) групи, включені в проектну послідовність, як при ручному груповому управлінні, так і в режимі автоматичного групового управління від АРМ-5С. АРМ-5С, в свою чергу, має два регулятори: РРН – регулятор нейтронної потужності, працює в режимі «Н»; РРТ – регулятор теплотехнічного параметра, працює в режимах управління «Т» і «С». В РРТ передбачена гнучка негативна зворотна зв'язь по рівню нейтронної потужності через групу елементів, динамічні характеристики якої відповідають реальному диференціюючому ланці. РРН разом з виконавчими механізмами,

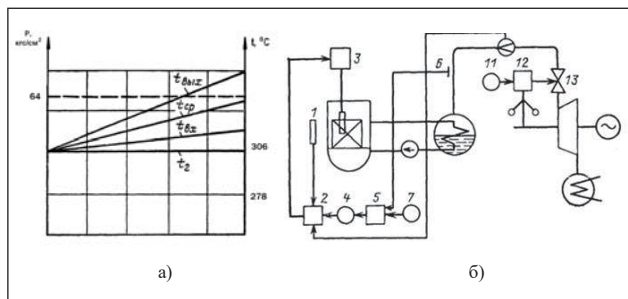
переміщаючими регулюючі органи робочої групи, розглядалися розробниками як інтегральний регулятор, РРТ разом з виконавчими механізмами – як пропорційно-інтегральний регулятор. АРМ-5С підтримує нейтронну потужність в діапазоні 3–110%  $N_{\text{ном}}$  ( $\pm 2\%$  від задання), а тиск во второму контурі 57–67 кгс / см<sup>2</sup> ( $\pm 0.5$  кгс / см<sup>2</sup>). Але слід врахувати блокування регулятора і роботу частотного коректора: заборони на збільшення потужності при 102% від  $N_{\text{ном}}$ , дії ПЗ-2, а також заборони на зменшення потужності реактора при зменшенні тиску в першому контурі до 154 кгс / см<sup>2</sup> і менше. Отже, для автоматизації даного процесу існуючий АРМ-5С потребує розробку спеціальних модифікацій з метою успішної реалізації даної програми регулювання.

Така програма забезпечує найкращі умови експлуатації технологічного обладнання першого контура, оскільки при зміні потужності середня температура і, відповідно, об'єм теплоносія зберігаються, а зміна  $T_{\text{вх}}$  і  $T_{\text{вх}}$  мінімальні, порівняно з іншими програмами. За рахунок цього спрощуються умови роботи трубопроводів, насосів, компенсатора тиску, а також з допомогою СУЗ можна запобігти виникненню ксенонових коливань. К позитивному результату можна віднести малу інерційність РУ і швидкість переміщення регулюючих груп становить 20 мм/с.

Однак при реалізації даної програми збільшення потужності реактора супроводжується зменшенням тиску, насиченого пари во второму контурі більш ніж на 30%, відповідно, відбувається зниження температури пари, порівняно з тем номінальним значенням, на яке розрахована турбіна. Основним недоліком даної програми регулювання є процеси, ставлячі під сумнів безпеку. При русі поглинаючих стержнів СУЗ в оболонці ТВЕЛів виникають тепломеханічні напруження, значення яких можуть перевищити допустимі межі, це може призвести до їх герметизації.

Розглянемо статичну програму зміни параметрів при постійній температурі насичення во второму контурі ( $T_2 = T_{\text{нас}} = \text{const}$ ). Постійність температури підтримується за рахунок постійного тиску пари во второму контурі ( $P_2 = P_{\text{тк}} = \text{const}$ ). Залежність технологічних параметрів від потужності показана на рис. 2а.

Схема регулювання по даній програмі мають вид, показаний на рис. 2б.



**Рис. 2. Програма з постійним тиском во второму конурі ( $P_2 = const$ ): а – залежність технологічних параметрів реактора ВВЕР-1000 від потужності; б – схема регулювання**

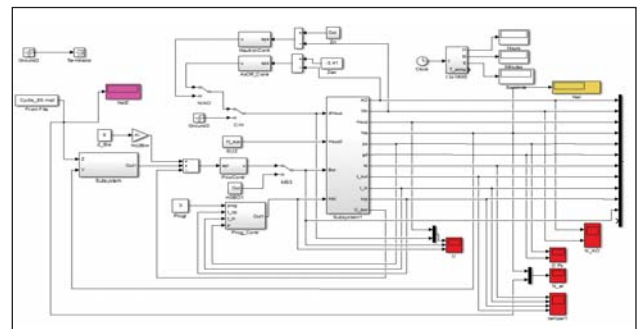
Підтримання ( $P_2 = P_{гпк}$ ) на заданному рівні ТА забезпечує електрогидравлічна система регулювання (ЕГСР). Основним її звеном являється шкаф управління системи регулювання турбіни (ШУ СРТ). Сигнал управління на закриття (откриття) РК змінює ток управління ЕМП і сміщує відсічний золотник ЕПП, що приводить до зменшення (збільшення) тиску масла в камері над ОЗ, відповідно, переміщенню поршня сервомотора і РК на закриття (откриття). Таким образом, СРТ в режимі «РД-1» регулює тиск пари в ГПК. ЕГСР реалізує управління ТА згідно максимальним і мінімальним обмеженням по тиску ( $65\text{--}58 \text{ кгс / см}^2$ ).

Автоматичне включення режиму «РД-1» відбувається при наявності сигналу від АРМ-5С «Режим реактора Н», «АРМ откл.», а також «ПЗ-1», «УПЗ-1 (2, 3)» із схем СУЗ. Функціонування АРМ-5С і ЕГСР взаємопов'язані. Дані об установленному режимі передаються від АРМ-5С в АСУТ, яка відповідним чином змінює своє функціонування: при роботі АРМ-5С, в режимах «Т» або «С» знаходиться в стережущому режимі (знижує потужність турбіни, якщо тиск в паровому колекторі зменшується, по порівнянню з заданим), а при роботі в режимі «Н» або відключенні регулятора від управління реактором забезпечує підтримку заданого тиску в паровому колекторі турбіни.

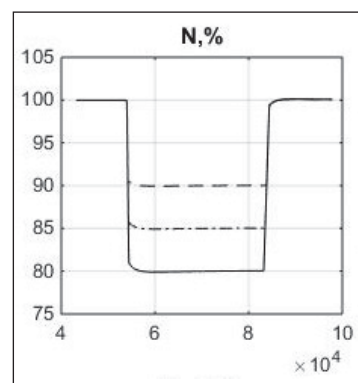
При реалізації даної програми регулювання потужності за рахунок того, що при будь-якій тепловій потужності тиск пари на вході турбіни залишається постійним і рівним проектному значенню, на яке турбіна розрахована, її термічний КПД має максимальне значення, по порівнянню з раніше розглянутою програмою. Крім того контролювати тиск

простіше, ніж середню температуру води, в гарячих і холодних нитках петель першого контуру. Зменшуються також динамічні похибки регулювання, оскільки при коливаннях електричного навантаження тиск пари в ГПК змінюється значно швидше, ніж температура теплоносія в першому контурі. Слід врахувати, що при переході до цієї програми з збільшенням теплової потужності росте і середня температура теплоносія в першому контурі, змінюється об'єм і, відповідно, підвищуються вимоги до конструкції і роботі компенсатора тиску. Ужесточуються умови роботи обладнання і трубопроводів першого контуру, оскільки зміна температури  $T_{\text{вих}} = 44^\circ\text{C}$  виявляється значно більшою, ніж в попередній програмі.

По уже відомій моделі управління енергоблоком проведено аналіз розглянутих програм при щоденному маневруванні ( $100\% \text{--} (90\% \text{--} 85\% \text{--} 80\%) \text{--} 100\%$ ), модель зображена на рис. 3. Отримані графіки зміни потужності по програмах регулювання приводяться на рис. 4.



**Рис. 3. Модель управління енергоблоком реалізована в середі Matlab**



**Рис. 4. Графік зміни потужності по програмам регулювання**

Для більш достовірного результату в модель включена система борного регулювання. Її технологія така, що монотонне введення і виведення борної кислоти здійснюється

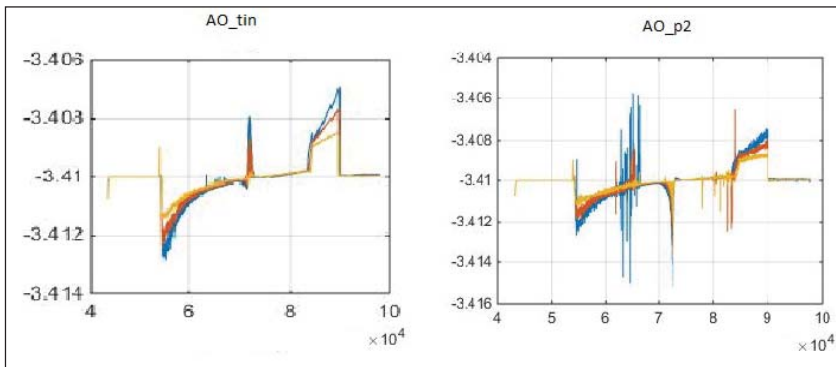


Рис. 5. Изменение АО при рассматриваемых режимах

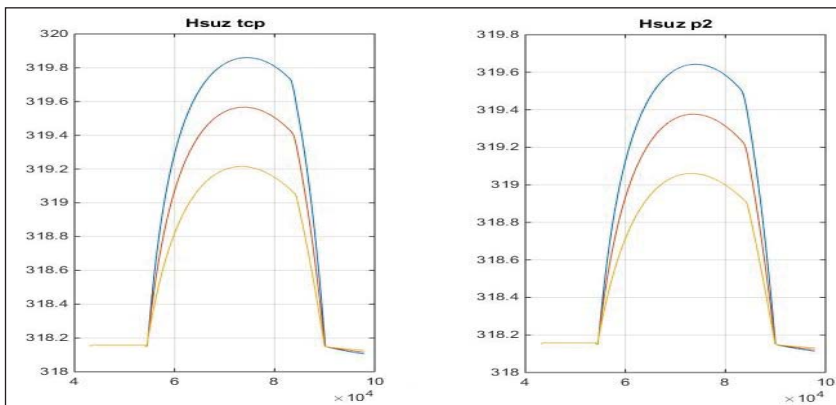


Рис. 6. Амплитуды перемещения ОР СУЗ

путём разбавления теплоносителя или дистиллятом, или концентрированным раствором борной кислоты. В работах Р.Б. Медведева, О.В. Сангинова [5, с. 2956] и С.С. Аниканова, В.Г. Дунаева, В.И. Митина [6, с. 18] приведены результаты исследования системы автоматического регулирования концентрации борной кислоты в теплоносителе первого контура АЭС.

Сравнительным критерием выбран аксиальный офсет, характеризующий равномерность энерговыделения по высоте активной зоны реактора, следовательно, и его устойчивость. Неравномерность нейтронного поля реактора снижает экономические показатели работы РУ и в некоторых случаях может привести к возникновению предаварийных и аварийных ситуаций [7, с. 252–257; 8, с. 231–233].

На рис. 5 наблюдаем графики изменения АО при рассматриваемых программах регулиро-

вания с постоянной средней температурой теплоносителя в первом контуре ( $t_{cp}=\text{const}$ ) и с постоянным давлением пара во втором контуре ( $P_s=\text{const}$ ).

С точки зрения стабильности АО можно сделать вывод, что при режиме П2 наблюдаются меньшие по количеству и величине отклонения от оптимальных значений, чем при П1. Но данное суждение не может выступать единственным аргументом при сравнении программ, т. к. в П2 имеется суммарно большее количество колебаний АО на протяжении всего манёвра. Поэтому мы предлагаем сравнить амплитуды перемещения регулирующей группы СУЗ в ходе манёвра по рассматриваемым программам для определения лучшей с точки зрения напряжений на границе движения ОР СУЗ, т. к. не допустимые значения перемещений могут привести к разрушению оболочки ТВЭЛ по механизму КРН, что ставит под вопрос безопасность.

В результате анализа графиков, приведённых на рис. 6, можно сделать вывод, что для программы с постоянным давлением пара во втором контуре управляющее воздействие менее интенсивное, чем для программы со средней температурой теплоносителя в первом контуре, следовательно, если сравнительным критерием принимать амплитуду перемещения ОР СУЗ, то первая – наихудшая, а вторая – наилучшая.

**Выводы.** Из полученных экспериментальных графиков и проведённого сравнительного анализа можно сделать вывод, что обе программы регулирования удовлетворяют критериям допустимых значений изменения АО и амплитуд перемещений ОР СУЗ, следовательно, имеют право быть использованы на АЭС с реактором ВВЭР-1000.

#### Список литературы:

1. Беркович В.М., Горохов В.Ф., Татарников В.П. О возможности регулирования мощности энергосистемы с помощью атомных электростанций. Теплоэнергетика. 1974. № 6. С. 16–19.
2. Максимов М.В. Метод оценки эффективности алгоритма манёвра мощностью энергоблока с реакторами ВВЭР-1000. Известия вузов. Серия «Ядерная энергетика». 2008. № 4. С. 128–139.
3. Фощ Т.В., Максимов М.В., Никольский М.В. Анализ влияния методов управления мощностью энергоблока с водо-водяным реактором на аксиальный офсет. Восточно-Европейский журнал передовых технологий. 2014. № 2 (8). С. 19–27.

4. Современные технологии управления: монография: в 2 т. / под общ. ред. С.В. Куприенко; Sworld. Одесса: Куприенко С.В., 2012. 179 с.

5. Медведев 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. № 2 (22). С. 22.

6. Аниканов С.С., Дунаев В.Г., Митин В.И. Управление энергораспределением ВВЭР-1000 в маневренном режиме. Атомная энергия. 1993. Т. 75. № 1. С. 3–8.

7. Управление аксиальным распределением поля энерговыделения в активной зоне ВВЭР-1000 при переходных процессах / А.А. Коренной, С.Н. Титов, В.А. Литус, О.В. Неделин. Атомная энергия. 1998. Т. 88. № 4. С. 252–257.

8. Филимонов П.Е., Аверьянова С.П. Поддержание равновесного офсета – эффективный способ подавления ксеноновых колебаний в ВВЭР-1000. Атомная энергия. 2001. Т. 90. № 3. С. 231–233.

### **ПОРІВНЯЛЬНИЙ АНАЛІЗ ПРОГРАМ РЕГУЛЮВАННЯ ПОТУЖНОСТІ ДЛЯ ДОБОВОГО МАНЕВРУВАННЯ ЕНЕРГОБЛОКУ АЕС З РЕАКТОРОМ ВВЕР-1000**

*В енергосистемі України існує невідповідність між виробленням і споживанням електричної енергії протягом добового циклу. Сумарна частка установок, призначених для регулювання навантаження енергосистем, дуже мала, тому актуальною є адаптація діючих енергоблоків АЕС до нових специфічних умов шляхом створення автоматизованої системи управління потужністю енергоблоку в маневрених режимах. У роботі розглянуто порівняльний аналіз традиційних програм регулювання потужності енергоблоку (програми з постійним тиском пари в другому контурі ( $P_s = \text{const}$ ) і з постійною середньою температурою теплоносія в першому контурі ( $t_{cp} = \text{const}$ )) в маневреному режимі, з погляду стійкості реактора. Аксиальний офсет характеризує рівномірність енерговиділення за висотою активної зони реактора, а отже, і його стійкість. Нерівномірність нейтронного поля реактора знижує економічні показники роботи реакторної установки й у деяких випадках може призвести до появи передаварійних та аварійних ситуацій.*

**Ключові слова:** регулятор, програма регулювання, потужність, енергоблок, аксиальний офсет.

### **INVESTIGATION OF REGULATION PROGRAMS, FOR DAILY MANEUVERING OF THE NPP UNIT WITH THE WWER-1000 REACTOR**

*There is a discrepancy between the generation and consumption of electric energy during the daily cycle in Ukraine's power grid. The total share of installations intended to regulate the load of the power system is very small, therefore the adaptation of the operating power units of the nuclear power plant to the new specific conditions is urgent by creating an automated power control system in the power unit in maneuvering modes. In this paper, a comparative analysis of the traditional power control programs of the power unit (programs with constant steam pressure in the second circuit ( $P_s = \text{const}$ ) and the constant average temperature of the heat carrier in the first circuit ( $t_{av} = \text{const}$ )) is considered in the manual mode in terms of reactor stability. The axial offset characterizes the uniformity of energy release over the height of the active zone of the reactor, and, consequently, its stability. The unevenness of the neutron field of the reactor reduces the economic performance of the reactor plant and in some cases can lead to pre-emergency and emergency situations.*

**Key words:** controller, control program, power, power unit, aksial office.