

**В. О. Посох**

*ДП «Державний науково-інженерний центр систем контролю та аварійного реагування»,  
просп. Героїв Сталінграда, 64/56, Київ, 04213, Україна*

## **Методичні підходи до визначення зусиль, що діють на опорні елементи реактора ВВЕР-1000 при проектних режимах експлуатації енергоблока**

### *Ключові слова:*

опорні елементи реактора,  
корпус реактора,  
продовження строку експлуатації,  
розрахункове обґрунтування  
безпечної експлуатації,  
проектні режими експлуатації  
енергоблока.

Наведено підходи до врахування впливу навантажень за проектних режимів експлуатації енергоблока (нормальної експлуатації, порушень нормальної експлуатації та аварійних режимів) на опорні елементи реактора (ОЕ) через взаємодію з корпусом реактора, які застосовували під час розрахункового обґрунтування безпечної експлуатації ОЕ енергоблока № 1 Хмельницької АЕС у рамках обґрунтування продовження строку експлуатації. Зазначено, що для визначення зусиль, що діють на патрубку корпусу реактора від головних циркуляційних трубопроводів (ГЦТ) і трубопроводів системи аварійного охолодження активної зони реактора (САОЗ) проведено розрахунок системи трубопроводів першого контуру для набору розрахункових станів, які узагальнюють усі режими експлуатації енергоблока, що впливають на міцність ОЕ. Для визначення зусиль, які діють на ОЕ через корпус реактора від приєднаних трубопроводів САОЗ та ГЦТ, запропоновано стрижневу модель взаємодії реактора та ОЕ, в якій піддатливість ОЕ враховано шляхом присвоєння їм жорсткостей у горизонтальному та вертикальному напрямках, а також згинальної та крутної жорсткостей.

### **Вступ**

Розрахункове обґрунтування безпечної експлуатації устаткування реакторних установок, зокрема опорних елементів реактора (ОЕ), є невід'ємною частиною організаційно-технічних заходів з обґрунтування їхньої довгострокової експлуатації [1]. Одним із початкових завдань при розрахунковому обґрунтуванні безпечної експлуатації ОЕ є розрахунок зусиль на ОЕ (кільце опорне (КО), кільце упорне (КУ), сильфон розділюючий (СР)), що виникають на патрубках корпусу реактора та місцях взаємодії ОЕ з корпусом реактора за проектних режимів (нормальної експлуатації, порушень нормальної експлуатації та аварійних режимів) роботи енергоблока.

Як показує аналіз робіт з продовження строку експлуатації (ПСЕ) ОЕ [2], задача розрахунку зусиль, як правило, вирішується аналітично, вплив СР у розрахунковій схемі не враховується. Більш детальний аналіз показує, що розподіл моменту відносно осі корпусу реактора розглядається як статично визначена задача, що є вкрай спрощеним рішенням.

У цій статті описані підходи, уперше застосовані на енергоблоці № 1 Хмельницької АЕС, що полягають у розрахунку зусиль методом скінчених елементів з використанням стрижневої моделі взаємодії корпусу реактора й ОЕ, що дозволяє коректно врахувати навантаження за проектних режимів на ОЕ через взаємодію з корпусом реактора.

© В. О. Посох, 2020

Визначення зусиль у вузлах приварки ГЦТ і трубопроводів САОЗ до патрубків корпусу реактора.

Відповідно до положень нормативних документів та стандартів експлуатуючої організації [3–6], на основі яких розробляються робочі програми з ПСЕ, до переліку розрахункових обґрунтувань, які виконуються в рамках обґрунтування ПСЕ ОЕ, входять такі розрахунки:

- на статичну міцність;
- на циклічну міцність;
- на опір крихкому руйнуванню;
- на сейсмічні впливи;
- на вплив максимальної проектної аварії.

З метою отримання вихідних даних для виконання вищезгаданих розрахунків проводився аналіз проектних режимів експлуатації енергоблока (нормальної експлуатації, порушень нормальної експлуатації та аварійних режимів), перелік яких встановлено в технологічному регламенті безпечної експлуатації [7], та оцінка їхнього впливу на напружений стан ОЕ. За результатами цього аналізу було визначено перелік режимів, що впливають на ОЕ.

На наступному етапі з метою оптимізації кількості розрахункових обґрунтувань визначено основні розрахункові стани для ОЕ, які узагальнюють усі режими експлуатації енергоблока, що впливають на міцність ОЕ:

реактор розуцільнений, верхній блок знятий, тепловиділяючі збірки (ТВЗ) та внутрішньокорпусні пристрої (ВКП) вивантажені;

реактор розуцільнений, верхній блок та блок захисних труб (БЗТ) зняті, ТВЗ вивантажені;

реактор розуцільнений та заповнений;

реактор ущільнений;

гідровипробування на щільність (17,6 МПа);

гідровипробування на міцність проектне (24,5 МПа);

гідровипробування на міцність знижене (20,3 МПа);

робота реактора на повній потужності;

робота реактора на нульовій потужності.

У всіх розрахункових станах враховуються як вага реактора, так і зусилля на патрубках корпусу реактора.

Для визначення зусиль, що діють на патрубки корпусу реактора від головних циркуляційних трубопроводів (ГЦТ) і трубопроводів системи аварійного охолодження активної зони реактора (САОЗ) проводився розрахунок системи трубопроводів першого контуру (рис. 1) для п'яти основних розрахункових навантажень (табл. 1).

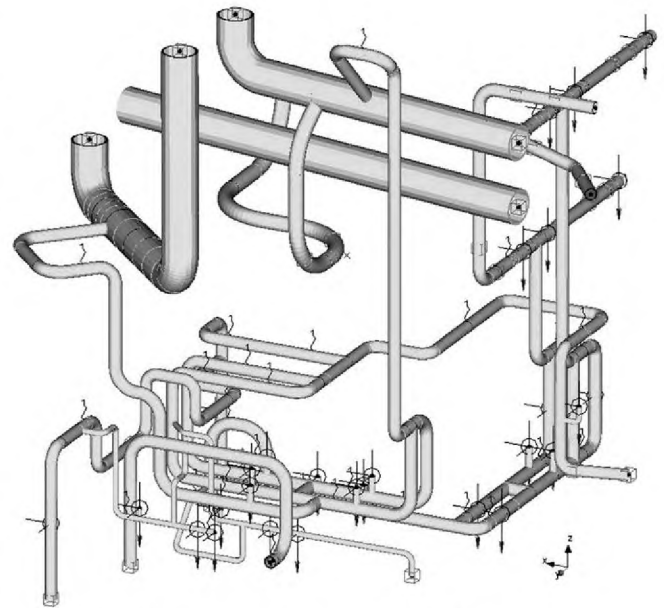


Рис. 1. Розрахункова модель трубопроводів першого контуру

Для визначення зусиль для кожного розрахункового стану визначалися результуючі навантаження як лінійна комбінація основних навантажень (табл. 2).

### Розрахунок зусиль, що діють на ОЕ

Для визначення зусиль, які діють на ОЕ через корпус реактора від приєднаних трубопроводів САОЗ та ГЦТ, була запропонована розрахункова модель взаємодії реактора та ОЕ (рис. 2). Розроблена модель взаємодії реактора та ОЕ складається з чотирьох ділянок. Оскільки розв'язання задачі виконувалось за допомогою методу скінченних елементів, то як елементи, які використовували при побудові моделі, обрано стрижневі (балочні) елементи. Для врахування піддатливості корпусу реактора стрижневому елементу задавали параметри перерізу з внутрішнім діаметром 4 138 мм та зовнішнім — 4 530 мм. Індекси «О», «U» та «S» позначають точки з приналежністю параметрів до КО, КУ та СР відповідно.

У розрахунковій моделі піддатливість ОЕ враховувалась шляхом присвоєння їм жорсткостей у горизонтальному (по осях X та Z) та вертикальному (по осі Y) напрямках, а також згинальної (відносно осей X та Z) та крутної (відносно осі Y) жорсткостей. Детальний опис розрахункових моделей для визначення жорсткостей ОЕ наведено в роботі [8]. Варто відзначити, що зусилля та переміщення, які отримані в цих розрахункових обґрунтуваннях та використо-

Таблиця 1. Основні розрахункові навантаження

| Тип | Розрахункове навантаження                                     | Вхідні параметри   |
|-----|---|--|
| А   | Теплове розширення при роботі реактора на повній потужності   | Температура гарячої нитки ГЦТ та трубопроводу САОЗ з уприскуванням над активною зоною (АЗ) (до 2-го зворотного клапана) становить 320 °С, температура холодної нитки ГЦТ та частини трубопроводу САОЗ з уприскуванням під АЗ (до 2-го зворотного клапана) 289 °С, температура з'єднувального трубопроводу від ГЦТ до компенсатора тиску — 323 °С, температура трубопроводів САОЗ від 2-го зворотного клапана — 60 °С |
| Б   | Теплове розширення при роботі реактора на нульовій потужності | Температура холодної та гарячої ниток ГЦТ та трубопроводу САОЗ до 2-го зворотного клапана становить 280 °С, температура з'єднувального трубопроводу від ГЦТ до компенсатора тиску — 323 °С, температура трубопроводу САОЗ від другого зворотного клапана — 60 °С   |
| В   | Навантаження тиском 1 МПа на ГЦТ та трубопровід САОЗ          | Тиск інших трубопроводів пропорційний цьому одиничному навантаженню — тиск у трубопроводі живильної води становить 0,45 МПа, тиск у трубопроводі САОЗ за 2-м зворотним клапаном від корпусу реактора (КР) — 0,371 МПа  |
| Г   | Навантаження власною вагою                                    | Густина сталі становить 7860 кг/м <sup>3</sup> , води — 681 кг/м <sup>3</sup> (320 °С), 747 кг/м <sup>3</sup> (290 °С), 986 кг/м <sup>3</sup> (60 °С)  |
| Д   | Теплове розширення при гідровипробуваннях                     | Температура холодної та гарячої ниток ГЦТ та трубопроводу САОЗ до 2-го зворотного клапана становить 120 °С, температура трубопроводу САОЗ від 2-го зворотного клапана — 60 °С  |

Таблиця 2. Комбінації основних навантажень для визначення зусиль на патрубки КР для розрахункових станів

| №  | Розрахунковий стан   | Комбінації основних навантажень  |
|----|--|--|
| 0  | Реактор розуцільнений, верхній блок знятий, ТВЗ та ВКП вивантажені | Навантаження тільки від власної ваги (Г)   |
| 0а | Реактор розуцільнений, верхній блок та БЗТ зняті, ТВЗ вивантажені  | Навантаження тільки від власної ваги (Г)   |
| 1  | Реактор розуцільнений та заповнений                                | Навантаження тільки від власної ваги (Г)   |
| 1а | Реактор ущільнений   | Навантаження тільки від власної ваги (Г)   |
| 2  | Гідровипробування на щільність (17,6 МПа)                          | Навантаження тепловим розширенням при гідровипробуваннях, власною вагою та 17,6-множником навантаження тиском 1 МПа (Д + Г + 17,6 · В)                     |
| 3  | Гідровипробування на міцність проектне (24,5 МПа)                  | Навантаження тепловим розширенням при гідровипробуваннях, власною вагою та 24,5-множником навантаження тиском 1 МПа (Д + Г + 24,5 · В)                     |
| 4  | Гідровипробування на міцність знижене (20,3 МПа)                   | Навантаження тепловим розширенням при гідровипробуваннях, власною вагою та 20,3-множником навантаження тиском 1 МПа (Д + Г + 20,3 · В)                     |
| 5  | Робота реактора на повній потужності                               | Навантаження тепловим розширенням при роботі реактора на повній потужності, власною вагою та 15,9-множником навантаження тиском 1 МПа (А + Г + 15,9 · В)   |
| 6  | Робота реактора на нульовій потужності                             | Навантаження тепловим розширенням при роботі реактора на нульовій потужності, власною вагою та 15,9-множником навантаження тиском 1 МПа (Б + Г + 15,9 · В) |

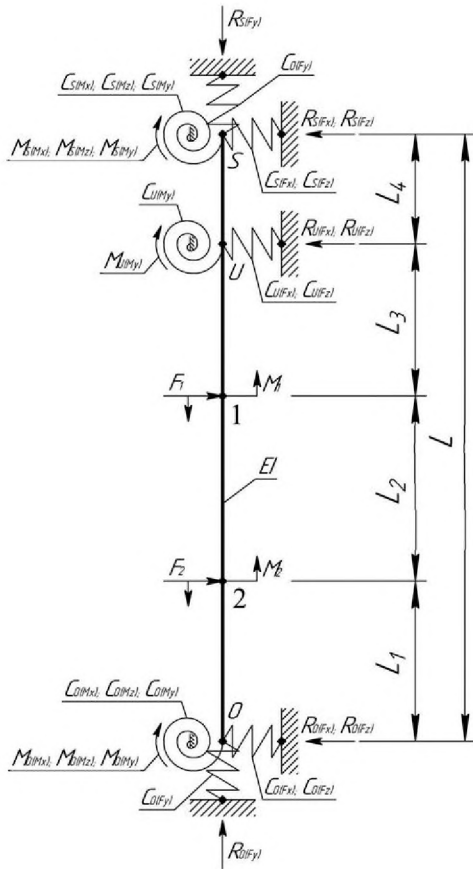


Рис. 2. Загальна модель взаємодії корпусу реактора та ОЕ

вувались для отримання жорсткостей ОЕ, збігаються з точками «О», «U» та «S» у балочній моделі взаємодії корпусу реактора з ОЕ (див. рис. 2).

У табл. 3 наведені позначення, що використовуються на рис. 2.

Цифрами 1 та 2 на рис. 2 позначені точки прикладання зведених зусиль від гарячих та холодних патрубків відповідно. Для визначення зусиль, що діють на корпус реактора від приєднаних трубопроводів, необхідно звести зусилля від 12 патрубків у сумарні зусилля в точках (рис. 3). Зусилля від трубопроводів першого контуру ( $f$ ), що діють у локальній системі координат  $X_p, Y_p, Z_p$ , можна представити у вигляді

$$f_i = \{F_{x_i}, F_{y_i}, F_{z_i}, M_{x_i}, M_{y_i}, M_{z_i}\}^T; i = 1, 2, \dots, 12, \quad (1)$$

де  $f_1, f_2, f_3, f_4$  відповідають гарячим ниткам ГЦТ,  $f_7, f_8, f_9, f_{10}$  — холодним ниткам ГЦТ,  $f_5, f_6$  та  $f_{11}, f_{12}$  — патрубкам САОЗ над або під вузлом розділення потоку.

Положення всіх цих патрубків корпусу реактора визначені в глобальній системі координат вектором

Таблиця 3. Позначення, використані на рис. 2

| Позначення                        | Визначення   |
|-----------------------------------|--|
| $C_{O(Fx)}, C_{U(Fx)}, C_{S(Fx)}$ | жорсткості КО, КУ та СР відповідно в горизонтальному напрямку (по осі X) |
| $C_{O(Fz)}, C_{U(Fz)}, C_{S(Fz)}$ | жорсткості КО, КУ та СР відповідно в горизонтальному напрямку (по осі Z) |
| $C_{O(Fy)}, C_{S(Fy)}$            | жорсткості КО та СР відповідно у вертикальному напрямку (по осі Y)       |
| $C_{O(Mx)}, C_{S(Mx)}$            | згинальна жорсткість КО та СР відповідно (відносно осі X)                |
| $C_{O(Mz)}, C_{S(Mz)}$            | згинальна жорсткість КО та СР відповідно (відносно осі Z)                |
| $C_{O(My)}, C_{U(My)}, C_{S(My)}$ | тангенціальна жорсткість КО, КУ та СР відповідно (відносно осі Y)        |
| $EI$                              | жорсткість корпусу реактора  |
| $R_O, R_U, R_S$                   | реакція КО, КУ та СР відповідно  |
| $M_O, M_U, M_S$                   | реакція моменту КО, КУ та СР відповідно                                  |
| $L_1$                             | відстань від КО до холодних патрубків                                    |
| $L_2$                             | відстань від холодних патрубків до гарячих                               |
| $L_3$                             | відстань від гарячих патрубків до КУ                                     |
| $L_4$                             | відстань від КУ до СР  |
| $L$                               | відстань від КО до СР  |

кута положення  $\varphi$  у площині XZ та вектором відстані  $r$  від кінця патрубка до осі корпусу реактора (рис. 4):

$$\varphi = \{\varphi_1, \varphi_2, \dots, \varphi_{12}\}^T \text{ [град]},$$

$$r = \{r_1, r_2, \dots, r_{12}\}^T, \text{ [м]}, \quad (2)$$

де 1, 2, ..., 6 відповідають гарячим патрубкам, а 7, 8, ..., 12 — холодним патрубкам. Схема прийнятої нумерації патрубків КР наведена на рис. 3. Тут вісь Y співпадає з вертикальною віссю КР, вісь X представляє першу головну вісь КР (ІК-ІІК), а вісь Z — другу головну вісь КР (ІІК-ІVК).

Для перетворення зусиль від окремих патрубків у глобальній системі координат, як це показано на рис. 2, застосовується співвідношення:

$$f_H = \sum_{i=1}^6 T_{fi} \cdot f_i \quad f_S = \sum_{i=7}^{12} T_{fi} \cdot f_i, \quad (3)$$

де  $T_{fi}$  — матриця перетворення діючих зусиль.

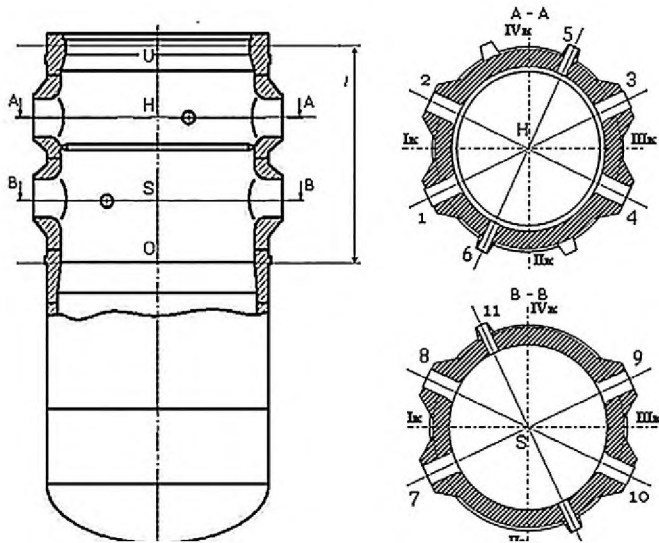


Рис. 3. Схема нумерації патрубків КР

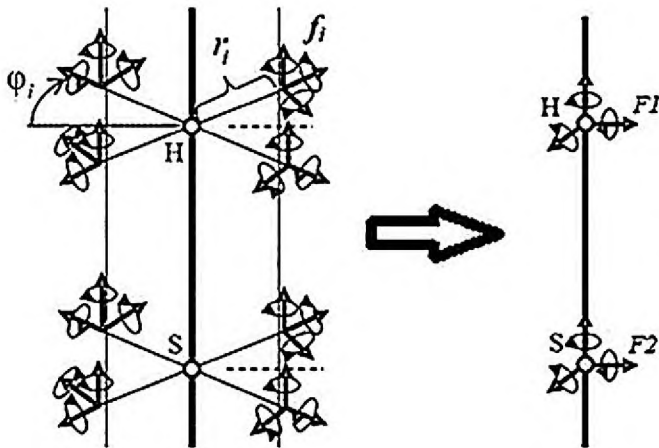


Рис. 4. Схема зусиль від трубопроводів першого контуру, які діють на КР і, як наслідок, на елементи кріплення (патрубки САОЗ не зображені)

Матриця  $T_{fi}$  набуває такого вигляду:

$$T_{fi} = \begin{bmatrix} -\cos \varphi_i & 0 & \sin \varphi_i & 0 & 0 & 0 \\ 0 & 1 & 0 & 0 & 0 & 0 \\ -\sin \varphi_i & 0 & -\cos \varphi_i & 0 & 0 & 0 \\ 0 & r_i \cdot \sin \varphi_i & 0 & -\cos \varphi_i & 0 & \sin \varphi_i \\ 0 & 0 & -r_i & 0 & 1 & 0 \\ 0 & -r_i \cdot \cos \varphi_i & 0 & -\sin \varphi_i & 0 & -\cos \varphi_i \end{bmatrix},$$

$i=1,2,\dots,$  (4)

## Висновки

Описано методичні підходи до розрахунку зусиль на ОЕ за проектних режимів експлуатації енергоблока (нормальної експлуатації, порушень нормальної експлуатації та аварійних режимів), що застосовувалися під час виконання перевірочних розрахунків на міцність і сейсмостійкість ОЕ енергоблока № 1 Хмельницької АЕС у процесі виконання робіт з ПСЕ.

Уперше в рамках робіт з ПСЕ ОЕ застосовано такі підходи:

розрахункова схема реактора враховує вплив СР; розрахунок зусиль виконується в статично невизначеній постановці задачі (методом скінченних елементів);

піддатливість ОЕ враховується шляхом завдання жорсткостей, які були визначені з використанням розрахункових моделей ОЕ в повній постановці (без застосування умов симетрії) з урахуванням усіх геометричних особливостей і врахуванням взаємодії між окремими конструкціями та вузлами ОЕ [8].

Зазначені підходи дозволяють коректно врахувати навантаження під час проектних режимів експлуатації енергоблока на ОЕ через взаємодію з корпусом реактора для подальших розрахунків полів температур і напружень у матеріалах елементів конструкцій ОЕ, необхідних для оцінки строку їх безпечної експлуатації в частині аналізу статичної, циклічної міцності та опору крихкому руйнуванню (більш детально ці питання будуть розглянуті в наступних статтях).

## Список використаної літератури

1. НП 306.099–2004. Загальні вимоги до продовження експлуатації енергоблоків АЕС у понадпроектний строк за результатами здійснення періодичної переоцінки безпеки. [Прийнятий Наказом Державного комітету ядерного регулювання України від 26.11.2004 р. № 181, чинний від 15.12.2004 р.]
2. Аналіз існуючих підходів до розрахункового обґрунтування безпечної експлуатації опорних елементів реактора / В. В. Інюшев, А. С. Колядюк, В. О. Посох, В. О. Дубковський // Ядерна енергетика та довкілля. — 2019. — № 3 (15). — С. 36–41.
3. ПЛ-Д.0.03.126-10. Положення про порядок продовження строку експлуатації обладнання, систем, важливих для безпеки. — Київ, 2010. — 34 с.
4. ПМ-Д.0.03.222-14. Типовая программа по управлению старением элементов и конструкций энергоблока АЭС. — Киев, 2014. — 60 с.

5. ПНАЭ Г-7-002-86. Нормы расчета на прочность оборудования и трубопроводов атомных энергетических установок [Введены с изменениями 01.07.1987 г.] / Госатомэнергонадзор СССР. — М. : Энергоатомиздат, 1989. — 525 с.
6. НП 306.2.208–2016. Вимоги до сейсмостійкого проектування та оцінки сейсмічної безпеки енергоблоків атомних станцій / Державна інспекція ядерного регулювання України. — Київ, 2016. — 37 с.
7. РГ-Б.0.03.179-13. Типовой технологический регламент безопасной эксплуатации энергоблоков АЭС с реакторами ВВЭР-1000 / НАЭК «Энергоатом». — Киев, 2014. — 257 с.
8. Визначення жорсткісних характеристик опорних елементів реактора ВВЕР-1000 / В. О. Посох, В. М. Васильченко, А. С. Колядюк, В. О. Дубковський // Ядерна та радіаційна безпека. — 2019. — № 4 (84). — С. 12–17.

---

## В. О. Посох

ГП «Государственный научно-инженерный центр систем контроля и аварийного реагирования»,  
просп. Героев Сталинграда, 64/56, Киев, 04213, Украина

### Методические подходы к определению усилий, действующих на опорные элементы реактора ВВЭР-1000 при проектных режимах эксплуатации энергоблока

Приведены подходы к учету влияния нагрузок при проектных режимах эксплуатации энергоблока (нормальной эксплуатации, нарушениях нормальной эксплуатации и аварийных режимах) на опорные элементы реактора (ОЭ) через взаимодействие с корпусом реактора, которые применялись при расчетном обосновании безопасной эксплуатации ОЭ энергоблока № 1 Хмельницкой АЭС в рамках обоснования продления срока эксплуатации. Отмечено, что для определения усилий, действующих на патрубки корпуса реактора от главных циркуляционных трубопроводов (ГЦТ) и трубопроводов системы аварийного охлаждения активной зоны реактора (САОЗ) проводился расчет системы трубопроводов первого контура для набора расчетных состояний, которые обобщают все режимы эксплуатации энергоблока, влияющие на прочность ОЭ. Для определения усилий, действующих на ОЭ через корпус реактора от присоединенных трубопроводов САОЗ и ГЦТ, пред-

ложена стержневая модель взаимодействия реактора и ОЭ, в которой податливость ОЭ учитывалась путем присвоения им жесткостей в горизонтальном и вертикальном направлениях, а также изгибной и крутящей жесткостей.

*Ключевые слова:* опорные элементы реактора, корпус реактора, продление срока эксплуатации, расчетное обоснование безопасной эксплуатации, проектные режимы эксплуатации энергоблока.

---

## V. O. Posokh

SE “State Scientific Engineering Center for Control System and Emergency Response”, 64/56, Heroiv Stalinhrada ave., Kyiv, 04213, Ukraine

### Methodological Approaches to Determining the Forces Acting on the VVER-1000 Reactor Support Elements Under Power Unit Operating Loads

Approaches to taking into account the impact of power unit operating loads (normal operation, abnormal operation and emergency conditions) on the reactor support elements through interaction with the reactor vessel are described in the paper. The described approaches were first used in the calculations performed within justification of Khmelnytskyi nuclear power plant, Unit 1.

The approaches include two main steps.

At the first step the principle of calculating forces acting on the nozzles of the reactor vessel from the main coolant pipelines and the emergency core cooling system pipelines is provided. To obtain the needed forces, a 3D pipeline model is developed and then series of calculations with different input data (for the corresponding power unit operating loads) are provided.

At the second step the principle of recalculating the forces acting on the nozzles of the reactor vessel to the forces acting on reactor support elements by means of reactor beam model is shown. Reactor beam model accounts for reactor support elements, stiffness characteristics in horizontal, vertical and torsional directions which were preliminary determined.

These approaches allow to consider the impact of power unit operating loads on the reactor support elements through the interaction with the reactor vessel for further stress-strain state calculations required for the reactor support elements long term safe operation.

*Keywords:* reactor support elements, reactor vessel, lifetime extension, calculational substantiation of safe operation, power unit operating loads.

### References

1. NP 306.099–2004. *General requirements for the extension of the NPP unit's operation beyond the design lifetime based on the results of periodic safety review*. Kyiv: State Committee for Nuclear Regulation of Ukraine, 2004, 16 p. (in Ukr.)
2. Posokh V. O., Inyushev V. V., Kolyadyuk A. S., Dubkovsky V. A. (2019). [Analysis of existing approaches to the calculated substantiation of the reactor support elements safe operation]. *Nuclear Power and the Environment [Yaderna enerhytyka ta dovykillya]*, vol. 15, no. 3, pp. 36–41. (in Russ.)
3. PL-D.0.03.126-10. *Regulation of the procedure for extending the life of equipment of systems important to safety*. Kyiv, NNEGC “Energoatom”, 2010, 34 p. (in Russ.)
4. PM-D.0.03.222-14. *Typical program for managing the aging of elements and structures of a nuclear power unit*. Kyiv, NNEGC “Energoatom”, 2014, 60 p. (in Russ.)
5. PNAE G-7-002-86. *Standards for strength calculation of equipment and pipelines of nuclear power plants* [introduced with changes on 07/01/1987]. Moscow: Energoatomizdat, 1989, 525 p. (in Russ.)
6. NP 306.2.208-2016. *Requirements for seismic-resistant design and seismic safety assessment of nuclear power plant units*. Kyiv: State Committee for Nuclear Regulation of Ukraine, 37 p. (in Ukr.)
7. RG-B.0.03.179-13. *Typical technological regulation for safe operation of NPP units with VVER-1000 reactors*. Kyiv, NNEGC “Energoatom”, 2014, 257 p. (in Russ.)
8. Posokh V. O., Vasilchenko V. M., Kolyadyuk A. S., Dubkovsky V. O. (2019). [Determination of stiffness characteristics for VVER-1000 support components]. *Yaderna ta radiatsiina bezpeka* [Nuclear and Radiation Safety], vol. 84, no. 4, pp. 12–17. (in Ukr.)

Надійшла 10.01.2020

Received 10.01.2020