

# Валідація теплогідрравлічної моделі реактора ВВЕР-440/В-213 для розрахункового коду TRACE на основі даних про порушення на енергоблоці РАЕС-1

- Яновський С. Е.  
Державне підприємство «Державний науково-технічний центр з ядерної та радіаційної безпеки», м. Київ, Україна  
ORCID: <https://orcid.org/0000-0001-8638-8410>
- Жабін О. І.  
Державне підприємство «Державний науково-технічний центр з ядерної та радіаційної безпеки», м. Київ, Україна  
ORCID: <https://orcid.org/0000-0001-9139-6634>
- Пустовіт В. В.  
Державне підприємство «Державний науково-технічний центр з ядерної та радіаційної безпеки», м. Київ, Україна  
ORCID: <https://orcid.org/0000-0002-0359-6458>

У цій статті наведені основні кроки та результати розробки моделі реакторної установки ВВЕР 440 /В-213 для теплогідрравлічного коду TRACE, яка в подальшому буде використовуватись для детерміністичного аналізу.

В якості основи для розробки моделі використаний розроблений раніше набір вхідних даних для коду RELAP5/Mod.3.2. На першому етапі теплогідрравлічні компоненти існуючого набору даних були автоматично «конвертовані» в формат коду TRACE за допомогою програми SNAP. Після чого в ручному режимі виконано необхідні додаткові коригування для врахування в моделі логіки спрацювання захистів і роботи регуляторів різноманітних технологічних систем.

Для підтвердження здатності моделі TRACE адекватно відтворювати реакцію енергоблока з реакторною установкою типу ВВЕР-440/В-213 було проведено низку валідаційних розрахунків для різних перехідних процесів (порушень нормальної експлуатації енергоблока), які мали місце на енергоблоці № 1 Рівненської АЕС. Результати одного з таких валідаційних розрахунків (втрата електропостачання власних потреб із спрацюванням аварійного захисту реактора та додатковими відмовами) наведені в якості прикладу. Порівняння результатів розрахунку з даними вимірювань під час інциденту демонструють прийнятний рівень узгодженості основних параметрів енергоблока.

**Ключові слова:** теплогідрравлічний аналіз, розрахункове моделювання, валідація моделі, ВВЕР, TRACE.

© Яновський С. Е., Жабін О. І., Пустовіт В. В., 2019

Розроблений у Сполучених Штатах Америки теплогідрравлічний код TRACE увібрав в себе кращі моделі та характеристики існуючих

розрахункових кодів, таких як TRAC-P, TRAC-B, RELAP5, RAMONA, отримані за останні 30 років у сфері розрахункового моделювання

теплогідравлічних процесів, за допомогою часткового об'єднання окремих модулів цих кодів в єдиний інструмент для проведення детерміністичного аналізу безпеки ядерних установок [1]. Використання цього коду для вирішення практичних завдань теплогідравлічного аналізу вимагає розробки відповідної розрахункової моделі, яка відображає з певними припущеннями реальний фізичний об'єкт — експериментальну установку, дослідницький реактор, ядерну паровиробну установку (ЯПВУ) енергоблока атомної станції. Для підтвердження коректності розробленої моделі проводиться її валідація через порівняння результатів розрахункового моделювання з наявними експериментальними даними, даними систем вимірювання дослідного реактора або енергоблока, що моделюється, або з результатами розрахунків, отриманими із застосуванням інших розрахункових кодів.

### Розробка моделі

За основу під час розроблення розрахункової моделі ЯПВУ енергоблока з реакторною установкою ВВЕР-440/В-213 для коду TRACE була використана розроблена раніше модель для системного теплогідравлічного коду RELAP5/Mod.3.2. Теплогідравлічні компоненти існуючої моделі були «конвертовані» в формат коду TRACE за допомогою програми SNAP, що спростило завдання під час моделювання компонентів енергоблока і істотно скоротило час розробки [2]. Модель містить реактор, циркуляційні петлі, парогенератори (ПГ) з рівнемірами, паропроводи до стопорних клапанів турбіни, систему основної, допоміжної та аварійної живильної води, інші технологічні системи першого і другого контурів.

Після конвертації теплогідравлічних компонентів (розрахункових об'ємів і теплових структур) були змодельовані основні регулятори, функціонування яких дозволяє підтримувати стаціонарний стан реакторної установки, а в подальшому — й моделі захисних і керуючих систем безпеки, застосування яких необхідно для розрахунку перехідних процесів під час нормальної експлуатації енергоблока, порушень нормальної експлуатації, аварійних ситуацій та аварій. Нодалізаційні схеми моделі енергоблока докладно описані в [2, 3].

Розрахунок, виконаний для стаціонарного стану енергоблока, підтвердив відповідність

проектним значенням параметрів енергоблока з урахуванням похибки їх вимірювання.

### Валідація моделі

У процесі валідації основна увага зосереджена на відповідності таких важливих для термогідравлічного аналізу параметрів, як:

- потужність реактора;
- тиск першого контуру,
- тиск другого контуру;
- температури гарячих ниток головного циркуляційного трубопроводу (ГЦТ);
- температури холодних ниток ГЦТ;
- температури на вході та виході активної зони;
- рівні в ПГ;

витрати живильних електронасосів (ЖЕН), аварійних живильних електронасосів (АЖЕН), додаткових аварійних живильних електронасосів (ДАЖЕН);

витрата системи аварійного охолодження активної зони високого тиску (CAOЗ ВТ) та системи аварійного охолодження активної зони низького тиску (CAOЗ НТ) в перехідних процесах (розрахункових сценаріях), що супроводжуються спрацюванням цих систем.

Порівняння цих параметрів з результатами, вимірюваними під час перехідних процесів на енергоблоці, дозволяють зробити висновки про можливість застосування розробленої моделі для цілей детерміністичного аналізу безпеки. Водночас застосувались такі критерії відповідності розрахункових і вимірних параметрів:

відмінна відповідність (код 5) — параметр знаходиться в межах проектної похибки визначення. Події, що активуються за цим параметром (захисти, блокування тощо), відбулися та відповідають результатам вимірювань;

хороша відповідність (код 4) — параметр знаходиться в межах потрібної проектної похибки визначення за винятком моментів, коли вихід його за ці межі є тимчасовим і важливість цього параметра в моменти виходу для цілей розрахункового аналізу є низькою. Події, що активуються за цим параметром (захисти, блокування тощо), відбулися та відповідають результатам вимірювань;

задовільна відповідність (код 3) — параметр знаходиться в межах п'ятикратної проектної похибки визначення за винятком моментів, коли вихід його за ці межі є тимчасовим і важливість цього

параметра в моменти виходу для цілей розрахункового аналізу є низькою. Параметри розрахунку і фактичні дані вимірювань на АЕС можуть бути суміщені внаслідок зсуву за часом або за величиною параметра, що вказує на їх якісну кореляцію. Події, що активуються за цим параметром (захисти, блокування тощо), відбулися і відповідають фактичним даним з різницею в часі;

мінімальна відповідність (код 2) — параметр знаходиться за межами п'ятикратної проектної похибки визначення, але відрізняється за абсолютною величиною від фактичних результатів вимірювань не більше ніж на 50 % і зберігає тенденцію зміни параметра за фактичними даними. Параметри розрахунку і фактичні дані вимірювань на АЕС можуть бути співставлені внаслідок зміщення за часом або за величиною параметра, що вказує на їх якісну кореляцію. Події, що активуються за цим параметром (захисти, блокування тощо), відбулися, відповідають фактичним даним, однак значно зміщені за часом. Можлива наявність одного помилкового спрацьовування або неспрацьовування, обумовленого різницею розрахункової величини від фактичної;

незадовільна відповідність (код 1) — параметр знаходиться за межами п'ятикратної проектної похибки визначення і не зберігає тенденцію зміни параметра за фактичними даними. Параметри розрахунку і фактичні дані вимірювань на АЕС не можуть бути співставлені внаслідок зміщення за часом або за величиною параметра, що вказує на відсутність їх якісної кореляції. Події, що активуються за цим параметром (захисти, блокування тощо), не відбулися або не відповідають фактичним даним (2 і більше подій).

Одним з сценаріїв для проведення процедури валідації розрахункової моделі обрано сценарій, який моделює розвиток порушення «Зупин реакторної установки АЗ-І внаслідок падіння плити з даху на шинопровід трансформатора власних потреб та невімкнення циркуляційних насосів при переведенні на живлення від резерву» на енергоблоці № 1 Рівненської АЕС. Вибір зазначеного порушення зумовлений декількома факторами:

порушення характеризується множинними спрацюваннями систем та елементів енергоблока;

порушення супроводжується наявністю додаткових відмов;

для порушення є детальний хронологічний опис інциденту та дані вимірювань.

Використання даних щодо цього порушення у раніше виконаних роботах з валідації моделей для коду RELAP є додатковим фактором їх вибору, оскільки дозволяє перевірити обґрунтованість припущень щодо режимів роботи обладнання за наявності розбіжностей між результатами розрахунків та описом у звітах про розслідування порушень.

#### Опис послідовності подій під час порушення

Причиною порушення стало механічне пошкодження шинопроводу 6 кВ магістралі «А» через падіння бетонної плити з даху поперечної етажерки машинного залу блока № 1 Рівненської АЕС [4] і замикання фаз «А» і «В». Спрацювали реле диференційного захисту фаз «А» і «С», що призвело, зокрема, до відключення робочих вводів секцій 6 кВ трансформаторів власних потреб (відключилися відповідні циркуляційні насоси і 1ПЕН-1,5) і до посадки стопорних клапанів турбогенератора (СК ТГ) першої турбіни (притому ТГ-2 залишився на холостих обертах). За сигналом скидання навантаження почали роботу швидкодіючі редуційні установки скидання пари в конденсатор (ШРУ-К) — ШРУК-1А, Б і ШРУК-2А, Б. За фактом вимикання робочих вводів секцій 6 кВ сталося автоматичне введення резерву живлення секцій 1ТР із самозапуском механізмів власних потреб. Зокрема, увімкнувся 1ПЕН-4.

Під час одночасного вмикання всіх секцій блока № 1 Рівненської АЕС (самозапуск відповідних циркуляційних і живильних пристроїв) відбулося стрибкоподібне збільшення навантаження на 1ТР, що призвело до спрацювання захисту мінімальної напруги 1-го ступеня на всіх секціях 6 кВ з наступним відключенням механізмів власних потреб 6 кВ — ЦН-1А, Б, ЦН-2А, Б і 1ПЕН-1,5.

Подальше автоматичне вмикання відбулося успішно тільки для ЦН-1А. Через миттєве відновлення напруги на певних секціях 6 кВ і нестійке спрацювання захисту мінімальної напруги 1-го ступеня на цих секціях сталося знеструмлення ЦН-1Б, ЦН-2Б, ЦН-2А. Отже, ТГ-2 залишився на холостому ході без ЦН-2А, Б і з працюючими ШРУК-2А, Б. Відсутність ЦН-2А, Б призвела до збільшення тиску в конденсаторах ТГ-2 до уставки закриття СК ТГ-2 та закриття ШРУК-2А, Б.

По факту закриття СК останньої працюючої турбіни відбулося спрацьовування аварійного захисту (АЗ) реактора.

Відповідно до наявних даних АЕС в проміжку від 130 до 370 с відбувалося різке і глибоке зниження тиску 2-го контуру від 50 до 35 кгс/см<sup>2</sup>, а також спостерігалася значна витрата пари з ПГ (70–80 т/год). Це пояснюється тим, що після відкриття ШРУК-1А, Б сталася неспадка однієї ШРУ-К. Потім було виконано її примусове закриття оператором, що дозволило згодом стабілізувати параметри 1-го та 2-го контурів.

### Опис розрахункового сценарію

Порушення можна умовно розбити на три фази: перша фаза (до 123 с). Характеризується закриттям СК ТГ-1, переходом на холостий хід ТГ-2, підвищенням тиску в другому контурі і включенням в роботу всіх ШРУ-К, зниженням потужності реактора автоматичним регулятором потужності (АРП) у режимі «Т»;

друга фаза (123 – 370 с). Характеризується закриттям СК ТГ-2 та ШРУК-2А, Б з подальшим спрацьовуванням АЗ-1, неспадкою ШРУК-1Б, зниженням тиску в другому контурі (до 35 кгс/см<sup>2</sup>), зниженням тиску і температури в першому контурі і зниженням рівня в КТ;

третья фаза (після 370 с). Характеризується закриттям ШРУК-1Б і стабілізацією параметрів першого і другого контурів реакторної установки.

У початковий момент часу відбувається закриття стопорних клапанів ТГ-2, притому ТГ-1 перемикається в режим розвантаження «холостий хід». Одночасно відбувається вимикання двох працюючих ЖЕН-1 і ЖЕН-2, а потім на 4 секунді розрахункового часу — ввімкнення ЖЕН-2 (реалізація відключення двох працюючих і включення резервного ЖЕН за сигналом автоматичного введення резерву з реальної хронології подій порушення).

На 123 с розрахункового часу відбувається закриття СК ТГ-1 і ШРУ-К2 (подвійного).

За сценарієм прийнята відмова автоматичного закриття ШРУ-К-1Б після відкриття та примусового її зачинення оператором на 370 с. Також, як дії оператора, розглядаються реалізовані в моделі перемикавання подачі живильної води від ЖЕН до АЖЕН і з основних регуляторів на пуско-зупині в процесі зниження витрати живильної води із заданою витримкою часу.

Час розрахунку становить 1000 с. Робота основного обладнання енергоблока відбувається за проектними характеристиками та уставками.

### Початкові та граничні умови розрахунку

Значення основних теплогідравлічних параметрів реакторної установки відповідають проектним значенням роботи енергоблока в умовах нормальної експлуатації та узгоджуються зі станційними даними, задокументованими на момент виникнення вихідної події.

До моменту початку порушення енергоблок пропрацював на номінальній потужності трохи більше одного місяця з початку 22 паливної кампанії, яка була розпочата 31 травня 2002 року. Для валідаційного розрахунку були використані нейтронно-фізичні характеристики активної зони реактора, які відповідають 22-му паливному завантаженню на початок кампанії [5].

Для розрахунку потужності залишкових енерговиділень використовується модель, заснована на стандарті ANS-79, з коефіцієнтом 1,0 [6].

У таблиці 1 наведені значення основних параметрів, що вимірювалися перед порушенням на енергоблоці, та розрахункові значення, які визначають стан моделі на початку перехідного процесу.

Як граничні умови в моделі прийняті такі припущення у роботі систем нормальної експлуатації і систем безпеки енергоблока:

спрацювання АЗ відбувається за першим ініціюючим сигналом відповідно до проектних уставок;

система нормального підживлення першого контуру працює відповідно до проектних характеристик;

система регулювання тиску першого контуру працює відповідно до проектних уставок;

відключення ТГ відбувається відповідно до обраного сценарію;

робота ЖЕН передбачається відповідно до проектних характеристик. Відключення 2-х ЖЕН і подальше включення резервного ЖЕН відбувається відповідно до обраного сценарію. Витрата живильної води регулюється основними регуляторами. В моделі реалізовано перемикавання живлення на АЖЕН (як дія оператора) у разі зниження витрати живильної води з витримкою в часі;

Таблиця 1 — Початкові умови для валідаційного розрахунку

Параметр	Розмірність	Проектне значення	Розрахункове значення
Теплова потужність реакторної установки	МВт	1375±27	1375
Максимальна лінійна потужність твел	Вт/см	≤ 325,1	289
Тиск на виході з реактора (надл.)	кгс/см <sup>2</sup>	124±1,2	124,1
Температура теплоносія на вході в активну зону	°С	≤267	267
Температура теплоносія на виході з активної зони	°С	297	297
Підігрів теплоносія в реакторі	°С	30	30
Максимальна температура зовнішньої поверхні оболонок твел	°С	≤ 335	326,4
Витрата теплоносія через реактор	м <sup>3</sup> /ч	40700±400	40600
Рівень теплоносія в компенсаторі тиску (КТ)	м	5,96±0,1	5,97
Тиск у ПГ (надл.)	кгс/см <sup>2</sup>	46±0,5	45,2–45,7

у роботі два канали АЖЕН. Запуск відбувається відповідно до проектних уставок за рівнем у ПГ. Також (як дія оператора) передбачається перемикання живлення від ЖЕН у разі зниження витрати живильної води з витримкою часу і транспортною затримкою. Витрата живильної води регулюється пуско-зупинними регуляторами;

робота ШРУ-К моделюється відповідно до проектних уставок і з відповідними коефіцієнтами налаштування. Непосадка та закриття ШРУК-1Б відбувається відповідно до обраного сценарію.

### Результати валідації

У таблиці 2 представлено порівняння послідовності подій, отриманих у розрахунку, з хронологією подій, що відбулися на енергоблоці під час перехідного процесу. Зміну основних параметрів під час перехідного процесу наведено на Рисунках 1–14. На всіх рисунках, за виключенням Рисунку 13, результати розрахункового аналізу зображено суцільною лінією, а дані вимірювань — пунктирною. Для вимірювальних параметрів також надано відомості щодо абсолютної похибки. На Рисунку 13 наводяться розрахункові дані щодо масової витрати теплоносія в петлях реакторної установки.

Як видно з графіків (див. Рисунок 1 — Рисунок 3), розрахована поведінка основних параметрів першого і другого контурів добре узгоджується з наявними даними порушення. Початковий період характеризується різким зростанням до 51,6 кгс/см<sup>2</sup> тиску другого контуру (див. Рисунок 4, 5)

через закриття СК ТГ-2 і роботу регулюючих клапанів ТГ-1 під час переходу на холостий хід. Водночас зразу ж відкриваються ШРУК-1,2 за сигналами розвантаження ТГ (див. Рисунок 6–8).

Слідом за збільшенням тиску другого контуру на першій фазі порушення піднімається до 131,1 кгс/см<sup>2</sup> (у розрахунку) також тиск першого контуру. Це трохи вище, ніж за даними вимірювань, що пояснюється різницею в початковому значенні середньої температури теплоносія першого контуру (див. Рисунок 9, 10). Причиною цього, вочевидь, є більш низьке значення витрати теплоносія через реактор, що побічно підтверджується перепадом тиску на ГЦН. Роботою АРП-Т потужність реактора знижується до 55 % номінальної і стабілізується (див. Рисунок 11). Проте після закриття СК ТГ-1 спрацьовує АЗ-І і потужність реакторної установки падає до рівня залишкових тепловиділень.

На другій фазі порушення після спрацьовування АЗ-І відбувається падіння тиску у першому контурі до 116,5 кгс/см<sup>2</sup> і зниження рівня в КТ до 4,30 м (див. Рисунок 3). Темп зниження тиску сповільнюється послідовним включенням груп теплоелектронагрівачів ТЕН КТ. Тиск другого контуру швидко знижується до 36,2 кгс/см<sup>2</sup> через непосадку одного клапана ШРУ-К-1Б, поки його не закриває оператор на 370 с. Після цього розхолодження через ШРУ-К припиняється, тиск першого контуру піднімається і стабілізується на рівні 127–129 кгс/см<sup>2</sup>.

Фактичні дані витрати теплоносія через реактор та за петлями ГЦТ під час порушення відсутні, але якісно характер зміни витрат

Таблиця 2 — Хронологія подій у розрахунку та за даними порушення

Час, с		Сигнал або феномен	Примітка
Порушення	Розрахунок		
0	0	Закриття стопорних клапанів ТГ-2	Гранична умова
		Перехід регулятора тиску перед ТГ-1 в роботу на холостому ходу (режим підтримання витрати на ТГ-1)	
		Сигнал на вимикання ЖЕН-1	
		Сигнал на вимикання ЖЕН-2	
0,2	0,4	Підключення до схеми скидання навантаження регулятора ШРУ-К2	Формування сигналу скидання навантаження більше 20 % на ТГ-2
0,4	0,6	Підключення до схеми скидання навантаження регулятора ШРУ-К1	Формування сигналу скидання навантаження більше 20 % на ТГ-1
2,5	2,8	Перехід АРП у режим «Т»	Блокування з підвищення тиску в головному паровому колекторі (ГПК) на 2,5 кгс/см <sup>2</sup> від заданого
2,54	2,88	Сигнал на опускання ОР СУЗ з робочою швидкістю	Сигнал регулятора АРП-Т
4,2	5,5	Сигнал на відкриття ШРУ-К-1А, ШРУ-К-1Б	
4,45	4,45	Сигнал на відкриття ШРУ-К-2 (подвійний)	Згідно з логікою роботи регулятора
7,1	8,5	Сигнал на вимикання 1-ї групи ТЕН	Підвищення тиску в КТ до 126 кгс/см <sup>2</sup>
9,6	11,0	Сигнал на відкриття 1-го клапана впорскування	Підвищення тиску в КТ до 128 кгс/см <sup>2</sup>
11,1	12,1	Сигнал на відкриття 2-го клапана впорскування	Підвищення тиску в КТ до 129 кгс/см <sup>2</sup>
13,3	14,4	Сигнал на відкриття 3-го клапана впорскування	Підвищення тиску в КТ до 130 кгс/см <sup>2</sup>
18,6	19,1	Сигнал на закриття 3-го клапана впорскування	Зниження тиску в КТ до 129 кгс/см <sup>2</sup>
20,1	21,5	Сигнал на закриття 2-го клапана впорскування	Зниження тиску в КТ до 128 кгс/см <sup>2</sup>
21,5	22,6	Сигнал на закриття 1-го клапана впорскування	Зниження тиску в КТ до 127 кгс/см <sup>2</sup>
25,9	30,1	Сигнал на вмикання 1-ї групи ТЕН	Зниження тиску в КТ до 124 кгс/см <sup>2</sup>
28,1	32,0	Сигнал на вмикання 2-ї групи ТЕН	Зниження тиску в КТ до 123 кгс/см <sup>2</sup>
32,1	42,0	Сигнал на вмикання 3-ї групи ТЕН	Зниження тиску в КТ до 122 кгс/см <sup>2</sup>
46,5	52,0	Сигнал на вмикання 4-ї групи ТЕН	Зниження тиску в КТ до 121 кгс/см <sup>2</sup>
-	107,0	Сигнал на вмикання 5-ї групи ТЕН	Зниження тиску в КТ до 118 кгс/см <sup>2</sup>

Час, с		Сигнал або феномен	Примітка
Порушення	Розрахунок		
67,8	63,0	Вмикання регулятора рівня в КТ на лінії підживлення в автоматичний режим	Зниження рівня в КТ на 0,3 м від номінального
123	123	Закриття стопорних клапанів ТГ-1 Сигнал на закриття ШРУ-К2	Гранична умова
123,1	123,1	Сигнал А3-І	За фактом закриття СК останньої працюючої турбіни
		Вимикання режиму скидання навантаження для ШРУ-К1	За сигналом А3-І
139	105	Заборона на зниження потужності реактора для АРП	Зниження тиску на виході з реактора до 120 кгс/см <sup>2</sup>
140	140	Непосадка після відкриття ШРУ-К-1Б у відкритому положенні	Гранична умова
148	148	Сигнал на вмикання 5-ї групи ТЕН	Зниження тиску до 118 кгс/см <sup>2</sup>
276	276	Зниження тиску в ГПК-2 до 40 кгс/см <sup>2</sup>	
320	320	Зниження тиску в ГПК-1 до 38 кгс/см <sup>2</sup>	
370	370	Закриття оператором ШРУ-К-1Б	
397	384	Сигнал на вимикання 5-ї групи ТЕН	Відновлення тиску в КТ до 121 кгс/см <sup>2</sup>
412	395	Сигнал на вимикання 4-ї групи ТЕН	Відновлення тиску в КТ до 122 кгс/см <sup>2</sup>
425	412	Сигнал на вимикання 3-ї групи ТЕН	Відновлення тиску в КТ до 123 кгс/см <sup>2</sup>
437	426	Сигнал на вимикання 2-ї групи ТЕН	Відновлення тиску в КТ до 124 кгс/см <sup>2</sup>
465	450	Сигнал на вимикання 1-ї групи ТЕН	Відновлення тиску в КТ до 126 кгс/см <sup>2</sup>
490	470	Початок регулювання тиску 1 контуру 1-м клапаном впорскування	Відновлення тиску в КТ до 128 кгс/см <sup>2</sup>
760	800	Закінчення регулювання тиску 1 контуру 1-м клапаном впорскування	Зниження тиску в КТ до 127 кгс/см <sup>2</sup>
1000	1000	Закінчення розрахунку	

можна оцінити за напором, що розвивається ГЦН (див. Рисунок 12). Розрахункова величина витрати теплоносія за петлями наведена на Рисунку 13.

Різниця між результатами розрахунку і фактичними даними вимірювань також спостерігається за рівнем у ПГ на третій фазі порушення. Станційні дані щодо порушення відображають постійне зростання рівня у ПГ. Це, за поясненням фахівців

Рівненської АЕС, зумовлено нещільністю клапанів основних регуляторів живильної води. І тільки після закриття повністю засувки регулятора, зростання рівня припиняється (у задокументований період порушення це спостерігається у двох ПГ).

Температура живильної води в розрахунку (Рисунок 14) знижувалася відповідно до точної потужності реакторної установки. Цим

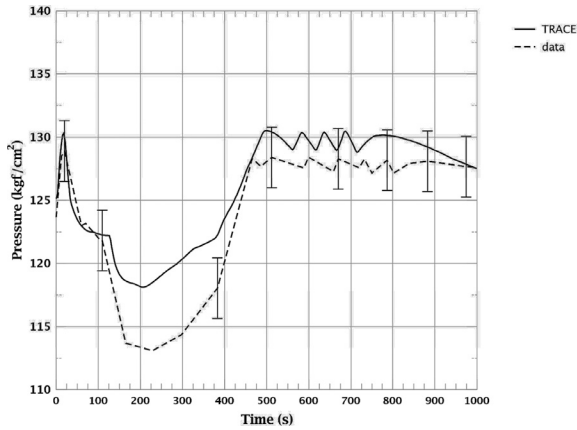


Рисунок 1 — Тиск на виході з реактора

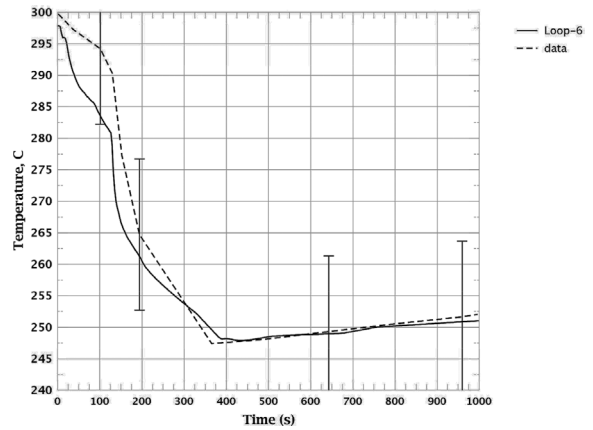


Рисунок 2 — Температура теплоносія в гарячій нітці петлі № 6

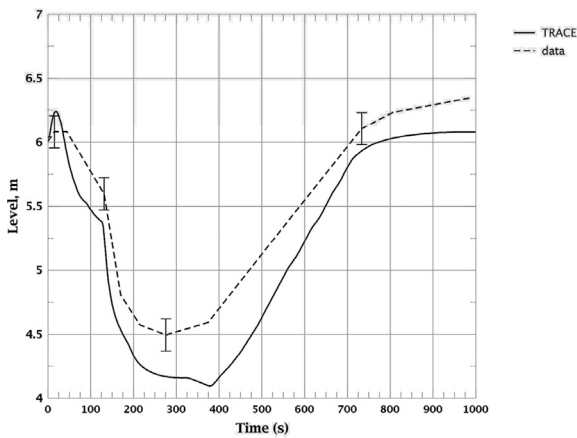


Рисунок 3 — Рівень теплоносія в КТ

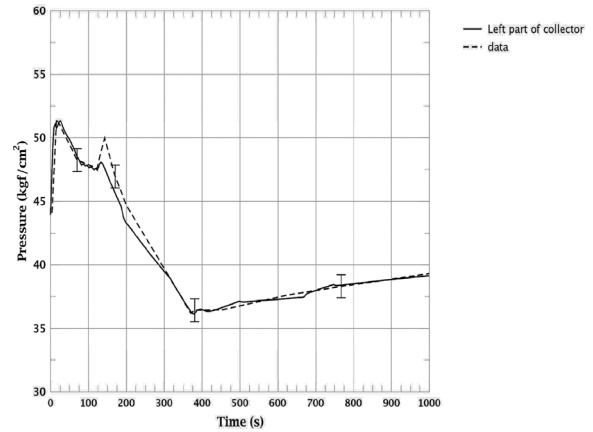


Рисунок 4 — Тиск у лівому паровому напівколекторі ГПК

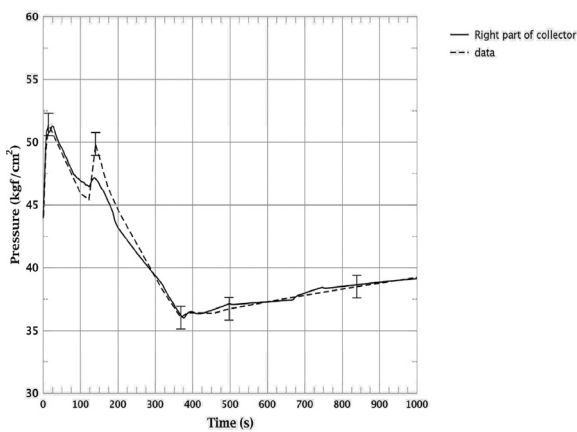


Рисунок 5 — Тиск у правому паровому напівколекторі ГПК

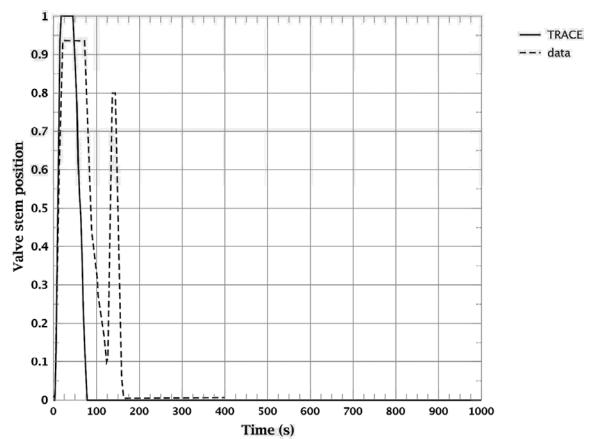


Рисунок 6 — Положення штока ШРУ-К-1А (фрагмент)



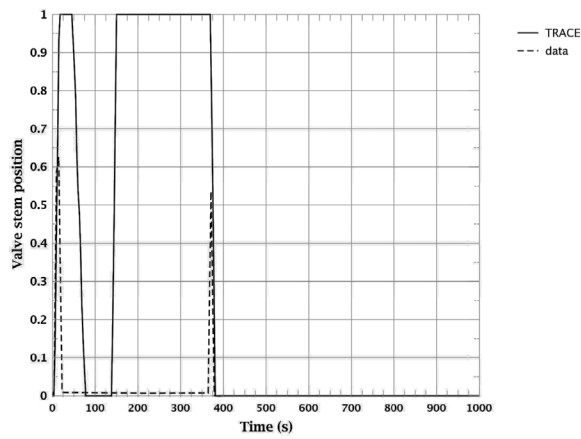


Рисунок 7 — Положення штока ШРУ-К-1Б (фрагмент)

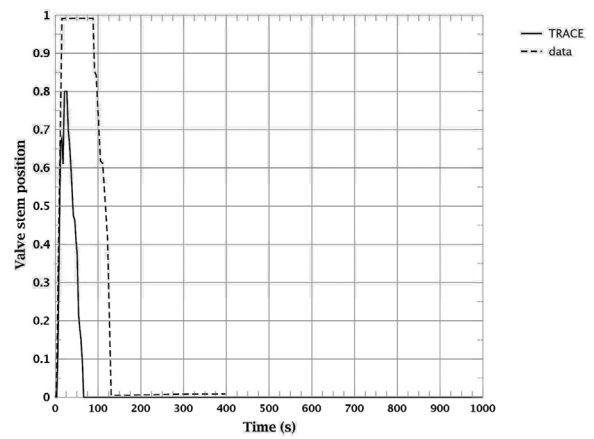


Рисунок 8 — Положення штока ШРУ-К-2

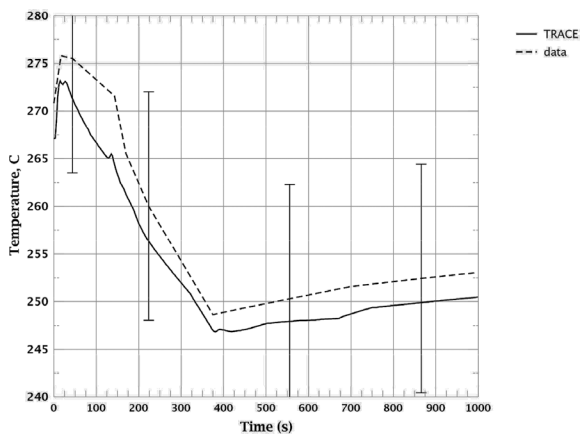


Рисунок 9 — Температура теплоносія в холодній нитці петлі № 1

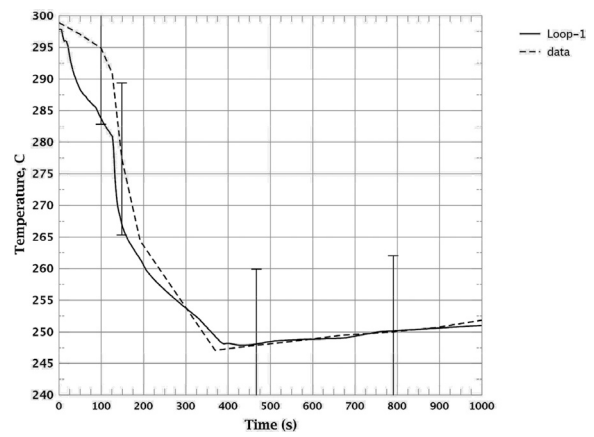


Рисунок 10 — Температура теплоносія в гарячій нитці петлі № 1

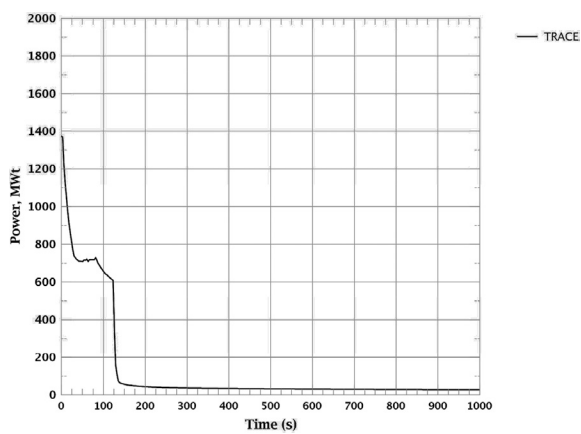


Рисунок 11 — Теплова потужність реактора

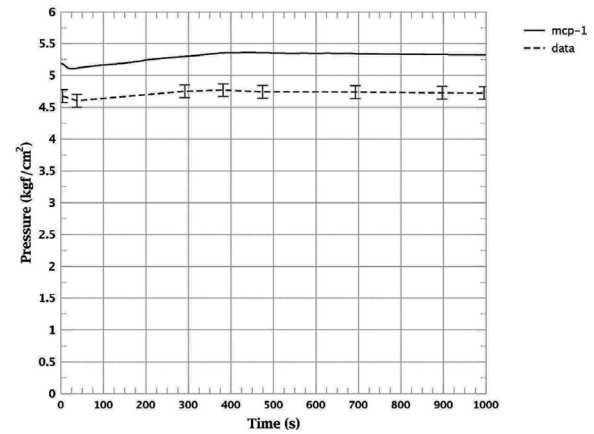


Рисунок 12 — Перепад тиску на ГЦН-1

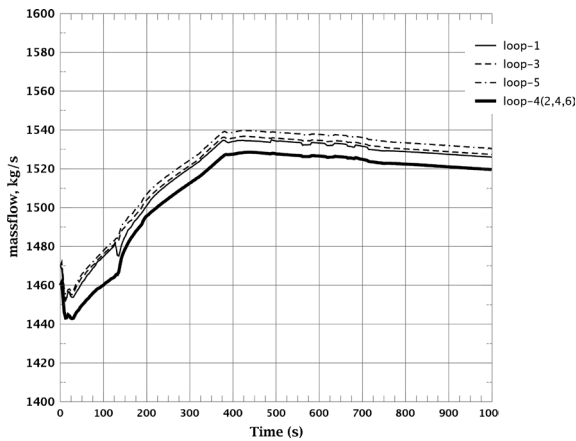


Рисунок 13 — Масова витрата теплоносія по петлях ГЦТ

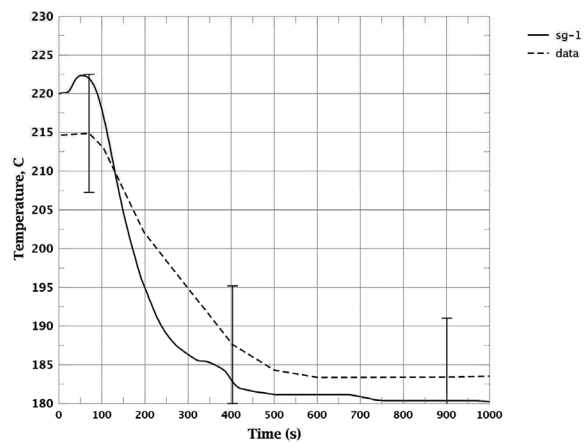


Рисунок 14 — Температура живильної води ПГ-1

моделюється зміна роботи системи підігрівачів високого тиску на лінії подачі живильної води.

За результатами проведеного валідаційного аналізу виконано оцінку відповідності результатів розрахунку фактичним значенням параметрів енергоблока № 1 Рівненської АЕС під час цього перехідного процесу згідно з критеріями прийнятності (див. таблицю 3).

На основі отриманих результатів можна зробити висновки щодо поведінки моделі за кожним з основних теплогідравлічних параметрів реакторної установки:

1) тиск 1-го контуру є одним з важливих параметрів для розрахункової моделі, яку застосовано для оцінки характеристик перехідних процесів. У виконаному розрахунку тиск має хорошу відповідність. Для більш коректного моделювання динаміки зміни тиску, яка визначається роботою нагрівачів КТ, потужністю активної зони і тиском у ГПК, необхідно більш детальне моделювання КТ із відтворенням циркуляції теплоносія в ньому. Також слід зауважити, що поведінка другого контуру впливає на поведінку першого і для поліпшення відповідності результатів розрахунків необхідно враховувати роботу системи ШРУ-Д;

2) рівень у КТ є індикатором наповненості першого контуру і наявності можливих парових областей. У валідаційному розрахунку поведінка рівня у КТ має хорошу відповідність, що вказує на коректне відтворення теплового балансу;

3) температура холодних ниток має хорошу відповідність. Це є наслідком коректного моделювання реактора, де відбувається нагрів теплоносія, а також перерозподіл його при несиметричній циркуляції (для випадків вимикання ГЦН),

Таблиця 3 — Оцінка критеріїв прийнятності валідаційного розрахунку

Розрахунковий параметр	Код відповідності
Нейтронна потужність реактора	4
Тиск на виході з активної зони	4
Тиск у ГПК	3
Рівень у КТ	4
Температура т/н 1к у гарячих нитках	4
Температура т/н 1к у холодних нитках	4
Перепад тиску на ГЦН	4
Тиск в ПГ	4
Витрати живильної води на ПГ	4
Рівні в ПГ (1 метр)	3
Рівні в ПГ (4 метра)	3
Позиція штока ШРУ-К	3
Позиція штока ШРУ-А	3

і ПГ (тобто теплового тракту першого контуру загалом). Проте на розбіжність у температурних показниках під час моделювання може впливати ступінь спрощення нодалізації ниток. Для більш точного моделювання при зміні напрямку циркуляції теплоносія може виявитись необхідним моделювати нитки ГЦТ дво- чи трирівневими;

4) рівні у ПГ загалом мають задовільну відповідність. Часткова невідповідність показань рівнів може бути пов'язана з налаштуваннями регуляторів. Можна зазначити про хорошу відповідність динаміки зміни рівня;

5) тиск у паропроводах має хорошу відповідність. Основними факторами впливу, крім теплового балансу між контурами, є робота регуляторів ШРУ-А, ШРУ-К та гідравліка тракту від ПГ до СК ТГ. У розрахунку робота регуляторів, а як наслідок і тиск, добре збігаються з вимірними значеннями;

6) САОЗ — у розглянутому процесі спрацювання САОЗ ВТ, САОЗ НТ та ГЕ САОЗ не відбувалось;

7) циркуляція в ГЦТ — до цього набору параметрів належать перепад тисків на ГЦН, витрата ГЦН (також і після зупину). Перепад тисків на ГЦН у змодельованому порушенні задовільно збігається з фактичними даними;

8) параметри живлення ПГ — до цих параметрів належать витрата від ЖЕН, температури підживлювальної води. Витрати ЖЕН мають хорошу збіжність. Зміна температури живильної води моделюється спрощеною залежністю від витрат пари на турбіну, що не дозволяє в повній мірі відтворити дані вимірювань в розглянутому порушенні. Проте, на практиці, у процесах, які розглядаються під час аналізу проектних та запроектованих аварій, цей параметр є граничною умовою розрахунку, тому удосконалення моделі для більш точного відтворення зміни температури живильної води в перехідних процесах є недоцільним;

9) найважливішим у перехідних процесах є коректна робота регуляторів. В розглянутому перехідному процесі модель продемонструвала коректну роботу регуляторів згідно з логікою роботи, яку описано в [7]. Такий висновок можна зробити відносно поведінки параметрів тисків 1-го та 2-го контурів, потужності реактора, витрат ЖЕН, рівня у КТ та витрати підживлення;

Зауважимо, що під час виконання розрахунків були прийняті деякі інженерні припущення: через некоректні фактичні дані щодо положення штока одного з пристроїв ШРУ-К, і, з урахуванням зниження параметрів тиску другого контуру протягом порушення, за сценарієм була прийнята непосадка клапана і подальше його примусове закриття оператором. Це дозволило досить точно змодельувати зміну параметрів другого контуру під час порушення.

Зважаючи на дані з таблиці 3, можна зробити висновок про те, що у перехідних процесах модель енергоблока ВВЕР-440 для коду TRACE забезпечує необхідну відповідність результатів розрахунку фактичним даним.

Підсумовуючи аналіз відповідності критеріям прийнятності в цьому та інших валідаційних

розрахунках можна стверджувати, що валідація моделі виконана успішно. Модель адекватно відтворює поведінку теплогідравлічних параметрів першого та другого контурів, роботу регуляторів та систем безпеки. Для вдосконалення моделі та розширення її можливостей передбачається «розбити» потрібну петлю та відповідний ПГ-4, завдяки чому привести у подальшому модель у повну відповідність за кількістю петель до реального енергоблока.

## Висновки

Порівняльний розрахунковий аналіз перехідного процесу із зупинкою реакторної установки захистом АЗ-І через падіння плити з даху на шинопровід трансформатора власних потреб і невмикання циркуляційних насосів під час переходу на живлення від резерву, та моделювання інших порушень показали, що розроблена аналітична модель енергоблока № 1 Рівненської АЕС для коду TRACE цілком адекватно відображає поведінку систем і устаткування реакторної установки.

Специфічна послідовність подій обраного порушення дозволила перевірити правильність роботи моделі регуляторів основного обладнання та системи аварійного захисту енергоблока. Зокрема, оцінена коректність роботи:

регуляторів підживлення-продувки першого контуру;

системи компенсації тиску;

АРП у режимі «Т»;

регуляторів ШРУ-К;

регуляторів живлення ПГ та інших регуляторів.

Результати цього та інших валідаційних розрахунків підтверджують коректність моделі та підходів до її розробки, що дає можливість застосування моделі для виконання перевірок розрахункових аналізів процесів в реакторній установці під час порушень нормальної експлуатації, проектних та запроектованих аварій.

## Список використаної літератури

1. TRACE V5.840 USER'S MANUAL. Vol. 1: Input Specification. Division of Safety Analysis Office of Nuclear Regulatory Research. U. S. Nuclear Regulatory Commission. Washington, DC 20555-0001.894 p.

2. Підтримка в освоєнні комп'ютерних кодів, отриманих в рамках угод 2016 CAMP та CSARP. Переведення

теплогідравлічної моделі ЯПВУ реактора типу ВВЕР-440/В-213, розробленої для комп'ютерного коду RELAP5, у формат коду TRACE :Звіт про науково-дослідну роботу / ДНТЦ ЯРБ. — К., 2015. — 168 с.

3. Підтримка в освоєнні комп'ютерних кодів, отриманих в рамках угод 2016 CAMP та CSARP. Валідація теплогідравлічної моделі ЯПВУ реактора типу ВВЕР-440/В-213, розробленої для комп'ютерного коду TRACE :Звіт про науково-дослідну роботу / ДНТЦ ЯРБ. — К., 2015. — 129 с.

4. Отчет о расследовании нарушения в работе АЭС. № РОВ-П05-16-07-98. «Останов реакторной установки АЗ-1 из-за падения плиты с крыши на шинопровод трансформатора собственных нужд и невключения циркуляционных насосов при переходе на питание от резерва». Ровенская 1. НАЭК «Энергоатом». 1998.

5. Основные результаты работы 21 топливной загрузки и физических расчетов 22 топливной загрузки реактора блока 1 Ровенской АЭС. № 300-О-ОЯБ. 2002.

6. American National Standard for Decay Heat Power in Light Water Reactors. ANCI/ANS-5.1-1979. American Nuclear Society Standards Committee, Working Group ANS-5.1. 1979.

7. Ровенская АЭС. Энергоблок № 1. Отчет по анализу безопасности. Анализ проектных аварий. База данных по ЯППУ. 22.1.145.ОБ.02.04. 2008.

## References

1. TRACE V5.840 USER'S MANUAL. Vol. 1: *Input specification*. Division of safety analysis office of nuclear regulatory research. U. S. Nuclear Regulatory Commission, Washington, DC 20555-0001, 894.

2. *Support for the development of computer codes obtained through the 2016 CAMP and CSARP agreements. Conversion of the WWER-440/213 type nuclear steam supply system thermohydraulic model designed for the RELAP5 computer code into the TRACE code format*. Kyiv, SSTC NRS, Report on research work, 2015, 168.

3. *Support for the development of computer codes obtained through the 2016 CAMP and CSARP agreements. Validation of the VVER-440/213 type nuclear steam supply system thermal-hydraulic model designed for the TRACE computer code*. Report on research work. Kyiv, SSTC NRS, 2015, 129.

4. *Report on investigation of NPP event. No. ROV-P05-16-07-98. Reactor shutdown AZ-1 due to drop of slab from the roof to in-house transformer bus line and failure of circulation pumps to actuate during transition to power from standby*. RNPP-1, Energoatom, 1998.

5. *Main results of fuel loading 21 operation and physical calculations of fuel loading 22 of RNPP-1*. No. 300-О-ОЯБ, 2002.

6. *American national standard for decay heat power in light water reactors, ANCI/ANS-5.1-1979*. American Nuclear Society Standards Committee, Working Group ANS-5.1, 1979.

7. 22.1.145.ОБ.02.04. *Rivne NPP. Unit 1. Safety analysis report. Analysis of design-basis accidents. Database on NSSS*. 2008.

## Validation of WWER-440/213 Thermohydraulic Model for TRACE Computer Code Based on RNPP-1 Incident Data

Yanovskiy S., Zhabin O., Pustovit V.

State Scientific and Technical Center for Nuclear and Radiation Safety, Kyiv, Ukraine

This paper describes the main steps and results of preparation of WWER-440/V-213 model for TRACE system thermal-hydraulic code to be used in further deterministic analysis calculations.

As the basis for developing the model the previously developed RELAP5/Mod.3.2 input deck was used. As a first step, the thermal-hydraulic components of input deck were automatically converted to TRACE format using SNAP utility. Then, necessary manual adjustments and additions were implemented to incorporate the safeguards actuation logic and operation of various plant controllers into the model.

A set of validation calculations was performed for various transients (abnormal operation events) that had actually occurred at Rivne NPP Unit 1 to confirm that the TRACE model is capable to reproduce adequately the response of nuclear power plant with WWER-440/V-213 reactor. The results for one of validation calculations (Loss of normal power supply with reactor scram and additional failures) are provided as an example. Comparison of calculation results with plant measured data demonstrate acceptable agreement for the main plant parameters.

**Key words:** TRACE, nuclear power plant, thermohydraulic analysis, thermohydraulic model, validation, WWER.

Отримано 21.05.2018