

ТЕХНОЛОГІЇ ТА ОБЛАДНАННЯ В ЕНЕРГЕТИЦІ

TECHNOLOGIES AND EQUIPMENT IN ENERGY

УДК 621.039.586

DOI 10.20535/1813-5420.2.2024.303099

Ю.А. Онищук¹, аспірант, ORCID 0000-0002-3556-2922
С.В. Клевцов¹, канд. техн. наук., доцент, ORCID0000-0003-1405-5048
¹Національний технічний університет України
«Київський політехнічний інститут імені Ігоря Сікорського»

МОДЕЛЮВАННЯ ПЕРЕХІДНОГО ПРОЦЕСУ НА РУ ВВЕР-1000 ЗІ ЗАСТОСУВАННЯМ СПРЯЖЕНОГО ПІДХОДУ

Дослідження та моделювання теплогідролічних процесів в обладнанні АЕС необхідне для глибокого та вдосконаленого обґрунтування надійної та безпечної експлуатації ядерних установок. З урахуванням накопиченого досвіду та новітніх технологій, дослідження теплогідролічних процесів розвивається в напрямку застосування інноваційних підходів до проведення як експериментальних досліджень так і розширення розрахункових можливостей теплогідролічних кодів.

В статті представлено підхід до декомпозиції теплогідролічної моделі реакторної установки ВВЕР-1000 на підмоделі, які розраховуються в спряженні окремими екземплярами системного теплогідролічного коду RELAP5/Mod 3.2. Реалізація спряження здійснюється за допомогою спеціально розробленого модуля спряження. Такий підхід дозволяє «обійти» внутрішні обмеження RELAP5 в кількості компонентів (гідродинамічних об'ємів, теплових структур, «тріпів» та контрольних змінних), які можуть використовуватися для розрахункового аналізу. В результаті з'являється можливість досягти вищого ступеню деталізації для всієї реакторної установки. Окрім того, в статті підтверджується можливість застосування раніше розробленого модуля спряження на такій нерівноважній моделі, як модель ядерного реактора. При цьому застосування в якості моделі реактору RELAP5-моделі, дає можливість уникнути неточностей, які виникають при застосуванні припущень щодо поперечних профілів вхідних змінних CFX-моделі, а також виконати валідацію RELAP5-моделі петель РУ.

Виконується спряжений розрахунок стаціонарного та перехідного режиму РУ ВВЕР-1000. Проводиться оцінка достовірності результатів розрахунків, отриманих в спряженні, шляхом їх порівняння з результатами автономних розрахунків в RELAP5. Аналіз результатів розрахункового моделювання підтверджує можливість застосування розробленого модуля спряження на такій нерівноважній моделі, як модель ядерного реактора, а також підтверджує коректність RELAP5-моделі петель реакторної установки отриманої на основі модифікації повноцінної RELAP5-моделі.

Ключові слова: аварійний процес, перехідний процес, максимальна проектна аварія, моделювання, спряження, теплогідролічні процеси, РУ ВВЕР-1000, RELAP5.

Вступ

Вдосконалення моделювання аварійних процесів на АЕС потребує як додаткових експериментальних даних, так і розробки нових підходів в розрахункових методах. Одним зі шляхів до зменшення невизначеності є проведення додаткових аналізів вже наявних результатів досліджень та розробка більш деталізованих розрахункових засобів моделювання.

У рамках аналізу безпеки АЕС виникає потреба розширення моделей реакторних установок для теплогідролічних кодів, таких як RELAP5, для можливості більш детального та реалістичного моделювання локальних явищ різних аварійних сценаріїв. Так в роботі [1] для врахування ефектів стратифікації і перемішування теплоносія в холодних та гарячих петлях проводяться зміни в їх нодалізації шляхом дворівневого моделювання. Таке рішення дає можливість більш коректного моделювання, наприклад, роботи САОЗ на петлі з низькою швидкістю циркуляції теплоносія, в яких може виникати температурне розшарування теплоносія. Як наслідок, потрапляння такого теплоносія в опускную камеру реактору, може призводити до зміни картини руху в ній. Для реалізації можливості квазі-двовимірного моделювання опускної ділянки реактору в роботах [2, 3] проводиться її розбиття, що дає можливість більш

реалістичного моделювання поведінки теплоносія при наявності, як описано вище, неоднорідності температури теплоносія за перерізом ГЦТ. Даний підхід в свою чергу дає можливість здійснити оцінку термічних навантажень на корпусу реактору та ризик його руйнування [4].

Існує ще достатня кількість завдань, які вимагають більш комплексної деталізації систем та елементів реакторної установки. Однак, враховуючи власні обмеження RELAP5 в кількості компонентів (гідродинамічних об'ємів, теплових структур, «тріпів» та контрольних змінних), які можуть використовуватися для розрахункового аналізу, наразі неможливо досягти високого ступеню деталізації для всієї реакторної установки. Одним зі способів вирішення цього завдання є застосування спряженого підходу, що дозволить здійснити поділ загальної теплогідролічної моделі реакторної установки на підмоделі, які будуть розраховуватися окремими екземплярами коду RELAP5. При цьому обмін даними відбуватиметься через граничну передачу даних між підмоделями.

Окрім того, в рамках продовження роботи [5], що стосується розробки та тестування модулю спряження RELAP5/CFX на простих теплогідролічних моделях, існує необхідність підтвердження можливості застосування розробленого модуля спряження на такій нерівноважній моделі, як модель ядерного реактора. При цьому застосування в якості моделі реактору RELAP5-моделі, дасть можливість уникнути неточностей, які виникають при застосуванні припущень щодо поперечних профілів вхідних змінних CFX-моделі, а також виконати перевірку коректності розробленої RELAP5-моделі петель РУ.

Мета та завдання

Метою роботи є розширення модулю спряження для RELAP5/RELAP5-спряжених моделей, що дозволить:

- «обійти» внутрішні обмеження RELAP5 щодо загальної кількості компонентів і об'ємів, які застосовуються в розрахунковому аналізі реакторної установки;
- підтвердити коректність розробленого модуля спряження на такій нерівноважній моделі, як модель ядерного реактора;
- підтвердити коректність RELAP-моделі петель РУ, отриманої на основі модифікації повноцінної RELAP-моделі РУ ВВЕР-1000.

Матеріал і результати дослідження

Процедура спряження в загальному випадку обов'язково має включати обмін даних між різними областями застосування кодів, що породжує три ключові питання: які дані передаються, коли передаються і спосіб їх передачі. Тип даних, що передаються, обумовлений граничними умовами спряження та просторовою декомпозицією розрахункової області між кодами, реалізація якої можлива шляхом «перекриття» або безпосередньої «декомпозиції». В даній роботі, враховуючи її мету, застосовується підхід з «декомпозицією», що полягає у поділі системи, яка моделюється, на дві дискретні області: одна моделюється за допомогою одного екземпляру коду, а інша – за допомогою другого.

Час і метод обміну даними між областями розрахункової моделі залежать від обраної числової схеми обміну даними. При явній числовій схемі обміну даними, яка застосовувалася в роботі [5], здійснюються послідовні обчислення кодами без фактичної перевірки та синхронізації результатів. Кожен код виконує одноразове обчислення і отримані результати використовуються в якості нових граничних умов для іншого коду. Перевагою такої схеми є відносно легка реалізація, а також швидший час обчислень, оскільки граничні умови не змінюються протягом одного часового кроку. Однак, вона більш схильна до нестабільності, розбіжності рішень та суперечливості результатів, внаслідок обмеження розміру кроку в часі межею Куранта-Фрідріха-Леві [6]. Тому застосування даної схеми вимагає обов'язкового аналізу прийнятого часового кроку розрахунку. Покращення збіжності рішення в явній числовій схемі можливе шляхом застосування часової релаксації, що обмежує зміну пов'язаних граничних умов між кроками спряження. Однак це рекомендується лише для розрахунків стаціонарного стану або дуже повільних перехідних процесів, оскільки часова релаксація безпосередньо впливає на спотворення результатів розрахунку в часі [7].

Напівнявна числова схема обміну даними, що застосовується в даній роботі, забезпечує узгодженість отриманих результатів на інтерфейсі між розрахунковими областями, шляхом ітераційних обчислень перед переходом до наступного часового кроку. Основна ідея даної схеми полягає в тому, що результати, надані кожним кодом, повторно використовуються в якості оновленої граничної умови для іншого, з оцінкою узгодженість отриманих результатів за критерієм прийнятності, визначеним користувачем. Якщо критерій прийнятності виконується, схема переходить до наступного часового кроку, а якщо ні – виконується ще одна внутрішня ітерація та обчислення для того самого часового кроку з оновленими граничними умовами. Такий підхід забезпечує надійне спряження та дає можливість застосування на швидких перехідних процесах та з використанням більшого часового кроку без виникнення нестабільності [8].

Опис розрахункової моделі

Розробка розрахункової моделі для коду RELAP5/Mod 3.2 виконана шляхом модифікації теплогідролічної моделі енергоблоку №1 ЗАЕС з РУ ВВЕР-1000/B-320 [9]. Базова вихідна модель

являється чотирьохпетлевою і орієнтована на реалістичні розрахунки процесів в РУ. Модель верифікована та валідована на репрезентативних інцидентах ЗАЕС та використовувалася для аналізу запроектованих аварій енергоблоків ВВЕР-1000.

В якості граничних умов на інтерфейсі спряження моделі петель застосовуються:

- параметри на входах в гарячі петлі – масова витрата та температура, значення яких отримуються з крайніх об'ємів на виходах моделі реактору;

- параметри на виходах з холодних петель – тиски, значення яких отримуються з крайніх об'ємів на входах моделі реактору.

В свою чергу для моделі реактору встановлюються наступні граничні умови:

- параметри на входах в реактор – масова витрата та температура, значення яких отримуються з крайніх об'ємів моделі холодних петель;

- параметри на виходах з реактору – тиски, значення яких отримуються з перших об'ємів моделі гарячих петель.

В теплогідравлічному коді RELAP5 рівняння маси та енергії вирішуються в контрольних об'ємах, а рівняння імпульсу розв'язуються в компонентах з'єднання, тобто в обох об'ємах. Таким чином, величини, які виходять із розв'язку рівнянь маси та енергії, наприклад тиск і температура, обчислюються в центрі вузлів. Натомість, такі величини, як швидкість і масова швидкість потоку, які виходять із розв'язку рівняння імпульсу, оцінюються на межі розділу між двома суміжними об'ємами. Враховуючи це, для задання граничних умов в RELAP5 доцільно застосовувати три основні компоненти: «Time-Dependent Volume Component» (TDV), «Single-Junction Component» (SJ) та «Time-Dependent Junction Component» (TDJ).

Компонент TDV дає можливість накласти на модель граничні умови, пов'язані з об'ємом, наприклад, тиск чи температуру теплоносія. Для реалізації спряження даних компонент застосовується на виході теплоносія з петель та вході в них. На виході теплоносія з моделей петель та реактору компонент TDV дає змогу задання тиску. При цьому він приєднується до решти обчислювальної моделі петель за допомогою «Single-Junction Component» та активно взаємодіє з рештою моделі. На вході в моделі петель та реактору компонент TDV використовується для задання температури теплоносія. В даному випадку він приєднується до решти обчислювальної моделі петель за допомогою «Time-Dependent Junction Component», що забезпечує накладання на модель граничної умови потоку – масової витрати або швидкості. При цьому тиск, що визначений в TDV, використовується лише для визначення термодинамічного стану теплоносія, що надходить у петлі.

На рисунку 1 показано модифіковану частину петель та реактору, що застосовується для встановлення граничних умов при спряженні.

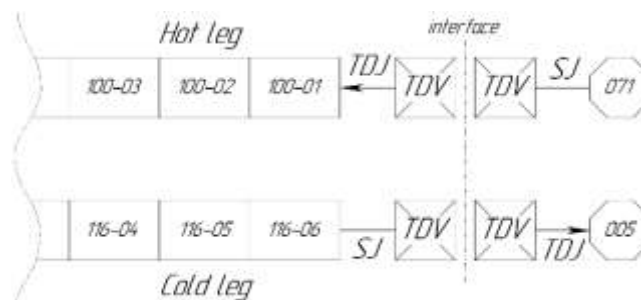


Рисунок 1 – Модифікована частина RELAP-моделі 1-ої циркуляційної петлі та реактору

Ініціалізація стаціонарного стану

Розрахункова процедура складається з кількох послідовних етапів ініціалізації початкового спряженого стаціонарного стану. На початковому етапі проводиться автономний розрахунок стаціонарний стану повноцінної RELAP5-моделі РУ ВВЕР-1000. Далі новим рестартом проводиться розрахунок петель РУ на модифікованій RELAP-моделі. При цьому входи теплоносія в гарячі петлі в петель, перемодельовуються відповідно до рисунку 1 на «Time-Dependent Volume Component» із заданням температури в поєднанні з «Time-Dependent Junction Component» із заданням масової витрати. Виходи теплоносія з холодних петель – «Time-Dependent Volume Component» із заданням тиску в поєднанні з «Single-Junction Component». Після завершення розрахунку модуль спряження отримує результати на інтерфейсі спряження зі сторони контуру. Процедура отримання результатів відбувається за допомогою «strip-блоку»: у вхідному «strip-файлі» вказуються змінні, величини яких необхідно витягнути з вихідного файлу RELAP5; після цього запускається процедура генерації вихідного «strip-файлу», в якому записуються результати. Отримані результати встановлюються в моделі реактору в якості граничних умов, після чого розпочинається її розрахунок. На основі отриманих параметрів RELAP-моделей контуру та

реактору проводиться спряжений стаціонарний розрахунок за напівнеявною схемою.

Результати розрахунку, які показані на рисунках 2 - 7, демонструють стабілізацію основних параметрів РУ на номінальних значеннях і підтверджують коректність створеної моделі, що дає змогу використовувати її для розрахунків перехідних аварійних процесів.

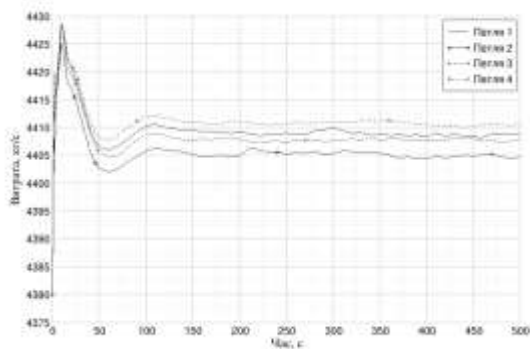


Рисунок 2 – Масова витрата на вході в реактор

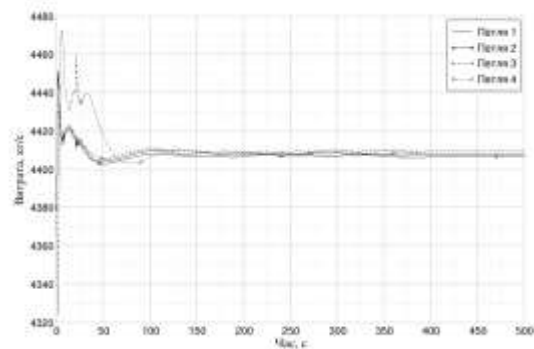


Рисунок 3 – Масова витрата на виході з реактору

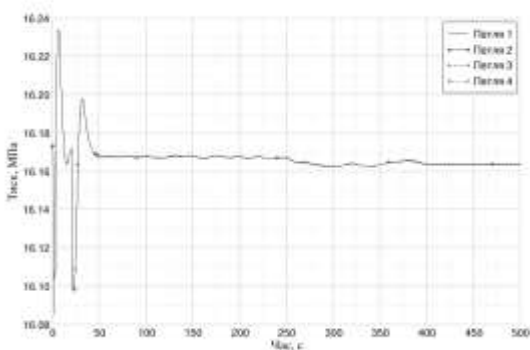


Рисунок 4 – Тиск на вході в реактор

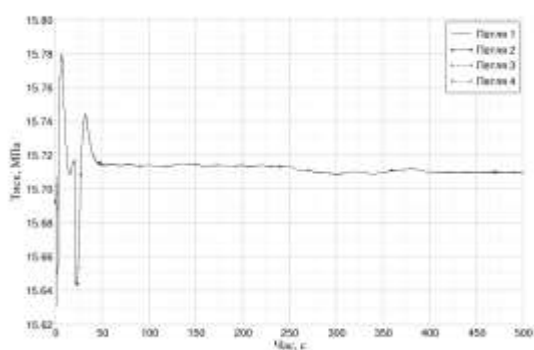


Рисунок 5 – Тиск на виході з реактору

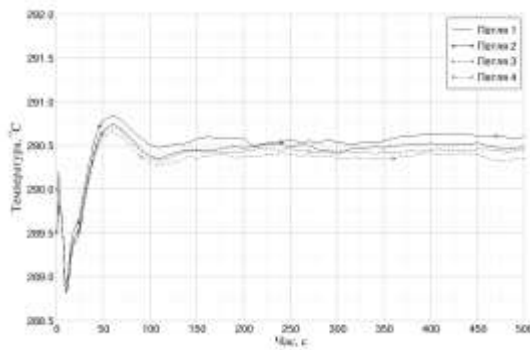


Рисунок 6 – Температура на вході в реактор

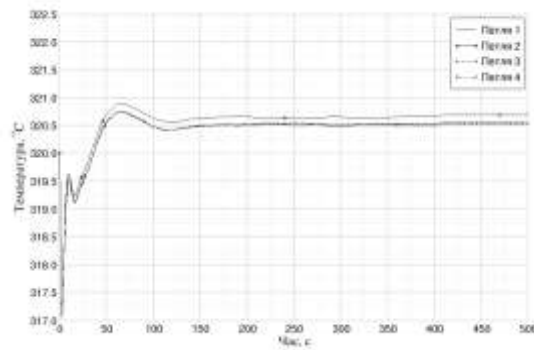


Рисунок 7 – Температура на виході з реактору

Спряжений розрахунок перехідного процесу

В якості вихідної події обрана максимальна проектної аварія (МПА) для реакторів типу ВВЕР-1000. В детерміністичному аналізі безпеки АЕС дана аварія розглядається як «Велика течя» (LOCA) внаслідок гільйотинного розриву циркуляційної петлі еквівалентним діаметром 2×850 мм.

В рамках даної роботи розрахункове моделювання виконано для перших 15 с аварійного процесу, що охоплює перший пік температури оболонок твел.

Вихідна подія призводить до утворення течі сумарною витратою в перший момент близько 47 т/с (див. рисунок 8). В результаті, як показано на рисунку 9, відбувається різке зниження тиску першого контуру і вскипання теплоносія. Оскільки місце розриву приймається на холодній нитці, тобто на вході в реактор, то відбувається розворот потоку теплоносія в активній зоні. Це призводить до підвищення температури оболонок твел в перші секунди зі швидкістю близько 300°C/с, і близько 50°C/с до 5 с (див. рисунок 10). Температура палива має тенденцію до зниження (див. рисунок 11) через дію зворотних зв'язків за густиною теплоносія, а також через припинення ланцюгової реакції внаслідок спрацювання аварійного захисту. На рисунках 12 - 13 показана масова витрата теплоносія на інтерфейсі спряження на вході та виході з реактора.

Загалом порівняння результатів моделювання аварійного процесу зі застосуванням спряженого підходу демонструє хорошу відповідність результатам отриманих при автономному моделюванні з використанням повноцінної моделі реакторної установки.

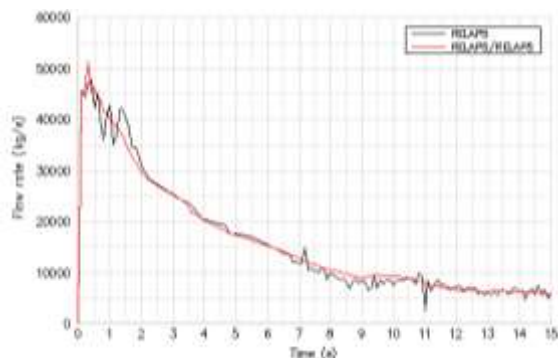


Рисунок 8 – Масова витрата в течу

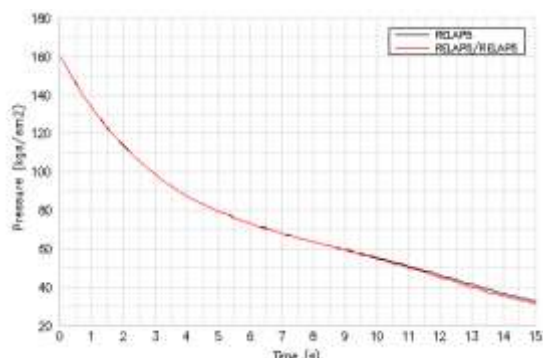


Рисунок 9 – Тиск в першому контурі

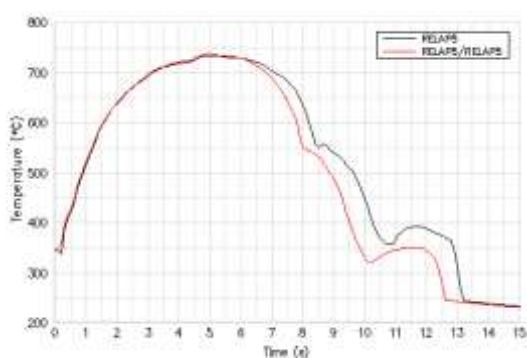


Рисунок 10 – Максимальна температура оболонки твела

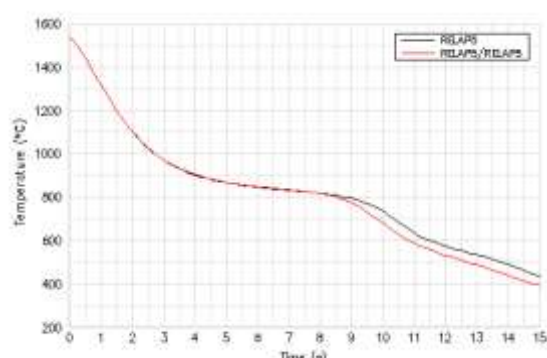


Рисунок 11 – Максимальна температура палива

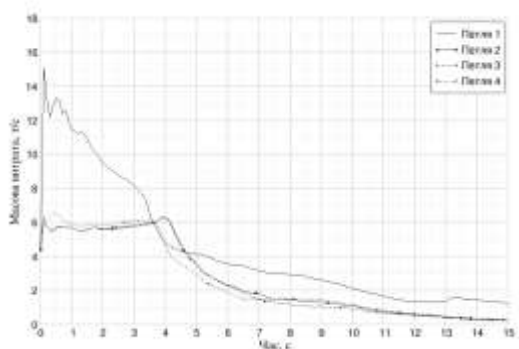


Рисунок 12 – Масова витрата на інтерфейсі спряження на вході в реактор

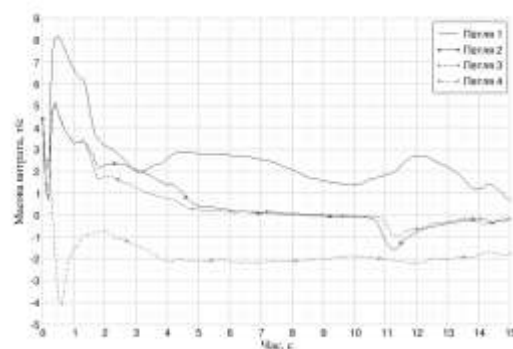


Рисунок 13 – Масова витрата на інтерфейсі спряження на виході з реактору

Висновки

Системний теплогідравлічний код RELAP5 містить велику кількість загальних моделей компонентів, за допомогою яких можна моделювати теплогідравлічні системи. Однак, враховуючи власні обмеження RELAP5 в кількості таких компонентів, неможливо досягти значно більшого ступеню деталізації для всієї реакторної установки, в порівнянні з тим, що застосовується в даний час.

У статті наведено підхід до декомпозиції теплогідравлічної моделі реакторної установки ВВЕР-1000 на підмоделі, яка розраховується в спряженні окремими екземплярами системного теплогідравлічного коду RELAP5/Mod 3.2. Керування розрахунком здійснюється за допомогою розробленого модулю спряження. Даний підхід дозволяє значно деталізувати створені підмоделі реакторної установки шляхом ренодалізації систем та елементів реакторної установки на більшу кількість RELAP5-компонетів.

Результати отримані при моделюванні максимальної проекційної аварії зі застосуванням спряженого підходу близькі до тих, що отриманні при автономному моделюванні з використанням повноцінної моделі реакторної установки. Це дозволяє зробити висновок щодо можливості застосування розробленого модуля

спряження на такій нерівноважній моделі, як модель ядерного реактора, а також підтверджує коректність RELAP5-моделі петель РУ, отриманої на основі модифікації повноцінної RELAP5-моделі РУ.

Список використаної літератури

1. Воробьев Ю. Ю., Терещенко И. А. Моделирование температурного расслоения в главном циркуляционном трубопроводе при естественной циркуляции теплоносителя первого контура для оценки термошока корпуса реактора с помощью кода RELAP5/MOD3.2. Ядерна та радіаційна безпека. 2013. № 1. С. 14–21.
2. Воробьев Ю. Ю. Теплогидравлическая модель реактора ВВЭР-1000 для получения граничных условий для оценки сопротивления хрупкому разрушению с использованием компьютерного кода RELAP5/MOD3.2. Ядерна та радіаційна безпека. 2011. № 2 (50). С. 13–19.
3. Модель опускающего участка реактора ВВЭР-1000. Ю. П. Алексеев та ін. Ядерна та радіаційна безпека, 2011. № 3 (51). С. 44-46.
4. Technical Basis for Revision of the Pressurized Thermal Shock (PTS) Screening Limit in the PTS Rule (10 CFR 50.61) // NUREG-1806, Vol. 1. Summary Report. 2007.
5. Онищук Ю. А., Клевцов С. В. Модуль спряження RELAP5-CFX: тестування на простих теплогидравлических моделях. Науковий журнал «Енергетика: економіка, технології, екологія». 2022. №3. С. 98-106. URL: <https://doi.org/10.20535/1813-5420.3.2022.272087>.
6. Mahgerefteh H., Rykov Y., Denton G. Courant, Friedrichs and Lewy (CFL) impact on numerical convergence of highly transient flows. Chemical Engineering Science. № 64. pp. 4969–4975.
7. Bertolotto D. Coupling a System Code with Computational Fluid Dynamics for the Simulation of Complex Coolant Reactivity Effects. № 5227. 2011.
8. Coupled system thermal Hydraulics/CFD models: General guidelines and applications to heavy liquid metals / A. Pucciarelli and other. Annals of Nuclear Energy № 153. 2021.
9. Запорожская АЭС. Энергоблок №1. Отчет по анализу безопасности. Анализ запроектных аварий. Адаптация. Итоговый отчет. EP43-2008.3811.ОД.2.

Y. Onyshchuk¹, Ph.D. student, ORCID 0000-0002-3556-2922

S. Klevtsov¹, Cand. Sc. (Eng.), Assoc. Prof., ORCID 0000-0003-1405-5048

¹National Technical University of Ukraine “Igor Sikorsky Kyiv Polytechnic Institute”

SIMULATION OF TRANSIENT PROCESS ON WWER-1000 USING COUPLED APPROACH

Research and modeling of thermohydraulic processes in NPP equipment is necessary for a deep and improved justification of reliable and safe operation of nuclear installations. Taking into account the accumulated experience and the latest technologies, the study of thermohydraulic processes is developing in the direction of applying innovative approaches to conducting both experimental studies and expanding the calculation capabilities of thermohydraulic codes.

The article presents an approach to the decomposition of the thermohydraulic model of the WWER-1000 reactor plant on submodels, which are calculated in coupling with separate instances of the system thermohydraulic code RELAP5/Mod 3.2. Coupling is implemented using a specially developed module. This approach allows you to "bypass" the internal limitations of RELAP5 in the number of components (hydrodynamic volumes, thermal structures, "trips" and control variables) that can be used for computational analysis. As a result, it becomes possible to achieve a higher degree of detail for the entire reactor installation. In addition, the article confirms the possibility of applying the previously developed coupling module to such a non-equilibrium model as a nuclear reactor model. At the same time, the use of the RELAP5 model as a reactor model makes it possible to avoid inaccuracies that arise when applying assumptions about the transverse profiles of the input variables of the CFX model, as well as to perform the validation of the RELAP5 model of the RU loops.

Coupled calculation of stationary and transient mode of reactor installation WWER-1000 is performed. The reliability of calculation results obtained in conjugation is evaluated by comparing them with the results of autonomous calculations in RELAP5. The analysis of the results of computational modeling confirms the possibility of applying the developed coupling module to such a non-equilibrium model as a model of a nuclear reactor, and also confirms the correctness of the RELAP5 model of the loops of the reactor plant obtained on the basis of the modification of the full-fledged RELAP5 model.

Keywords: emergency process, transition process, maximum design accident, modeling, coupling, thermohydraulic processes, WWER-1000, RELAP5.

References

1. Yu. Yu. Vorobyev, I. A. Tereshchenko, "Modeling of temperature stratification in the main circulation pipeline during natural circulation of the coolant of the first circuit to estimate the thermal shock of the reactor body using the RELAP5/MOD3.2 code", Nuclear and radiation safety, № 1, pp. 14-21, 2013.
2. Yu. Yu. Vorobyov, O. R. Kocharyants, "WVER-1000 Thermal/Hydraulic Model for Determining Boundary Conditions for Fracture Toughness Assessment with Use of RELAP5/MOD3.2 Computer Code", Nuclear and radiation safety, № 2 (50), pp. 13-19, 2011.
3. Yu. P. Alekseev, A. I. Berezhnoi, A. S. Mazurok, A. V. Kornysky "Model of the descent section of the VVER-1000 reactor", Nuclear and radiation safety, № 3(51), pp. 44-46, 2011.
4. Technical Basis for Revision of the Pressurized Thermal Shock (PTS) Screening Limit in the PTS Rule (10 CFR 50.61) // NUREG-1806, Vol. 1. Summary Report, 2007.
5. Y. A. Onyshchuk, S. V. Klevtsov, "RELAP5-CFX coupling module: testing on simple thermohydraulic models", POWER ENGINEERING: economics, technique, ecology, № 3. pp. 98-106, 2022, Available: <https://doi.org/10.20535/1813-5420.3.2022.272087>.
6. H. Mahgerefteh, Y. Rykov, G. Denton "Courant, Friedrichs and Lewy (CFL) impact on numerical convergence of highly transient flows", Chemical Engineering Science, № 64. pp. 4969-4975.
7. D. Bertolotto "Coupling a System Code with Computational Fluid Dynamics for the Simulation of Complex Coolant Reactivity Effects", № 5227, 2011.
8. A. Pucciarelli, A. Toti, D. Castelliti, F. Belloni, K. Van Tichelen, M. Moscardini, F. Galleni, N. Forgiione "Coupled system thermal Hydraulics/CFD models: General guidelines and applications to heavy liquid metals", Annals of Nuclear Energy, № 153, 2021.
9. Zaporizhzhia NPP, Power unit №1, "Security analysis report. Analysis of extra-design accidents. Adaptation. Final report", ER43-2008.3811.OD.2.

Надійшла: 18.03.2024

Received: 18.03.2024