

АНОТАЦІЯ

Вишемірський М.П. Удосконалення системи пасивного відводу теплоти від активної зони реакторів ВВЕР. - Кваліфікаційна наукова праця на правах рукопису.

Дисертація на здобуття наукового ступеня доктора філософії за спеціальністю 143 Атомна енергетика. - Національний університет «Одеська політехніка» Міністерства освіти і науки України, Одеса, 2024.

Аварія на АЕС «Фукусіма-Даїчі» продемонструвала необхідність звернути особливу увагу на питання захищеності АЕС від зовнішніх впливів і передбачити необхідні засоби для подолання запроектованих аварій, що супроводжуються безліччю відмов систем і обладнання АЕС. Як результат, на більшості АЕС світу розроблені та впроваджуються додаткові засоби та стратегії, спрямовані на подолання аварійної ситуації з повним знеструмленням і втратою відводу тепла до кінцевого поглиначача: установка додаткового мобільного або надійно захищеного стаціонарного обладнання, удосконалення аварійних інструкцій і планів, впровадження гнучких стратегій управління аваріями.

Одним із способів відновлення тепловідведення за другим контуром є впровадження додаткових мобільних засобів для підживлення ПГ. Основним недоліком такої схеми являється її залежність від успішності дій персоналу. Впровадження системи відведення залишкових енерговиділень, працездатність якої не залежатиме від успішності дій персоналу та наявності електроживлення протягом часу, достатнього для виконання відновлювальних робіт на майданчику АЕС, вирішує зазначений недолік.

У даній роботі проведено аналіз світового досвіду в частині застосування пасивних систем як на АЕС великої потужності, так і в малих модульних реакторах (ММР). На підставі проведеного аналізу розроблено концепції пасивних систем безпеки для ВВЕР-1000 та ВВЕР-440 та проведено розрахункову оцінку працездатності розробленої концепції пасивної системи для ВВЕР-1000. По результатах проведеної оцінки підтверджено гіпотезу щодо недостатньої достовірності результатів моделювання пасивних систем ранніми версіями

одномірних теплогідравлічних кодів, що застосовуються для аналізу безпеки АЕС України. Для вирішення цієї проблеми проведено комп'ютерне моделювання експериментальної установки OSU-MASLWR з природною циркуляцією теплоносія, яка характеризується складною конструкцією теплообмінників, та визначено підходи, що забезпечують прийнятну співставність результатів моделювання пасивних систем із застосуванням ранніх версій одномірних теплогідравлічних кодів. Додатково було проаналізовано існуючі методики щодо оцінки надійності та ефективності пасивних систем та визначено спрощені підходи до оцінки ефективності пасивних систем.

У **Вступі** обґрунтовано актуальність і важливість роботи, визначено мету, завдання дослідження, наукову новизну та практичне значення отриманих результатів, відображено її зв'язок з галузевими дослідженнями, а також з науково-дослідними роботами, що виконувались в Національному університеті «Одеська політехніка» та Державному підприємстві «Державний науково-технічний центр з ядерної та радіаційної безпеки», відмічено особистий внесок здобувача.

У **першому розділі** виконано аналіз світового досвіду в частині застосування пасивних систем на АЕС великої потужності. Розглянуто існуючі типи пасивних систем відведення тепла (СПВТ) від ядерного палива та проведено стислий огляд їх конструкцій на різних реакторних установках великої потужності. Також розглянуто пасивні системи новітніх ядерних установок малої потужності, а саме MMP NuScale та SMR-160, які характеризуються великим ступенем готовності до практичної реалізації проєктів та для яких ДП НАЕК «Енергоатом» підписано меморандум із компаніями-виробниками щодо намірів будівництва відповідних MMP в Україні.

По результатам проведеного аналізу визначено можливі шляхи удосконалення системи відведення тепла від ядерного палива на діючих АЕС України. Також визначено мету подальших досліджень в частині визначення типу та аналізу можливості впровадження таких систем на АЕС України.

Другий розділ містить стислий опис особливостей застосування одномірних кодів та визначає проблематику їх використання для моделювання СПВТ, що

характеризуються складною конфігурацією теплообмінних апаратів, які не були враховані під час розробки математичних моделей найбільш розповсюджених для аналізу безпеки АЕС в Україні теплогідравлічних кодів (зокрема RELAP5/MOD3.2 та ATHLET-COCOSYS). В рамках виконання відповідного дослідження проведено розрахунковий аналіз аварій з повним знеструмленням АЕС із ВВЕР-1000 та ВВЕР-440 (для яких встановлено доцільність впровадження систем відведення тепла від а.з. через другий контур та від системи герметичних огорожень (СГО) відповідно). За результатами проведеного аналізу визначено основні параметри РУ ВВЕР-1000 та СГО ВВЕР-440, які застосовані для оцінки технічних характеристик систем відведення тепла від ПГ для ВВЕР-1000 та від СГО для ВВЕР-440.

Під час аналізу параметрів у СГО ВВЕР-440 було досліджено два підходи до виконання розрахунків, а саме автономний (коли розрахунки виконуються послідовно – спочатку кодом ATHLET-CD визначаються параметри в РУ, а потім отримані дані імпортуються в код COCOSYS для аналізу процесів у ГО) та поєднаний (розрахунок параметрів в РУ кодом ATHLET-CD та в СГО кодом COCOSYS виконується паралельно із одночасним обміном даними між кодами). Аналіз отриманих результатів розрахунків вказує на майже однакову поведінку основних параметрів у РУ та СГО на початкових етапах аварії у поєднаних та автономних розрахунках. Деякі незначні відмінності виникають через наявність мінімальної різниці в масових витратах води та пари з розриву, а також через присутню в поєднаному розрахунку теплопередачу від теплових структур першого контуру РУ до атмосфери приміщень СГО. Водночас впродовж середньої та пізньої фаз аварії виникають більш значні відмінності, спричинені різною кількістю винесених у СГО продуктів поділу та аерозолів. Виявлені відмінності як на ранній, так і пізній стадіях аварії загалом забезпечуються більшою точністю поєднаного розрахунку порівняно з автономним (в якому не враховується теплопередача від обладнання РУ до приміщень СГО, а кількість винесених в СГО продуктів поділу та аерозолів залежить від підготовки даних користувачем). Зазначене дозволяє рекомендувати до застосування саме поєднання («зв'язку») кодів/моделей ATHLET-CD та COCOSYS

для проведення чисельного аналізу аварій у РУ та СГО. При цьому варто зазначити, що поєднаний підхід призводить до помітного зростання часу розрахунку. Таким чином якщо ціллію розрахунку є лише внутрішньокорпусна фаза важкої аварії зв'язку кодів застосовувати недоцільно.

У **третьому розділі** виконано розробку концепцій СПВТ від а.з. ВВЕР-1000 та СПВТ від СГО ВВЕР-440.

Для СПВТ ВВЕР-1000 визначено оптимальний тип системи з точки зору способу передачі тепла до кінцевого поглинача (зокрема баки з водою, в які занурено теплообмінники СПВТ), визначено можливі місця встановлення баків із водою, оптимальні місця підключення ліній СПВТ до існуючих систем енергоблока, визначено основні підходи до експлуатації такої системи. Враховуючи результати розрахунків вихідних подій (ВП) у розділі 2 було визначено необхідну площу теплообмінників СПВТ (близько 200 м² на один канал чотириканальної системи), розроблено аналітичну модель системи відведення тепла від а.з. ВВЕР-1000 через другий контур РУ та впроваджено її існуючу в ДП «ДНТЦ ЯРБ» (на базі якого виконувалися розрахунки) модель для коду RELAP5/MOD3.2. По результатам розрахунку продемонстровано працездатність розробленої концепції СПВТ від а.з. ВВЕР-1000.

При цьому враховуючи наявні недоліки коду RELAP5/MOD3.2 в частині моделювання теплообмінників пасивних систем зі складною конфігурацією та/або формою теплообмінних трубок було проведено адаптацію доопрацьованої моделі коду RELAP5 версії MOD3.2 для оновленої версії коду MOD3.3, який валідовано розробником коду на значно більшій експериментальній базі. Результати моделювання підтвердили гіпотезу, що найрозповсюдженіший в Україні теплогідравлічний код RELAP5 версії MOD3.2 недооцінює (занижує) теплопередачу в теплообмінниках пасивних систем порівняно із удосконаленою версією коду MOD3.3. Таким чином було визначено необхідність розробки підходу, який би дозволив моделювати складні теплообмінники СПВТ за допомогою основних одномірних кодів, які застосовуються для аналізу безпеки АЕС України. Також було

запропоновано альтернативні варіанти реалізації СПВТ від СГО ВВЕР-440 порівняно із тим, що реалізується ДП «НАЕК «Енергоатом» на енергоблоках №1,2 РАЕС.

У **четвертому розділі** представлено результати моделювання системи з природною циркуляцією та складною конфігурацією теплообмінника (парогенератора), яка не врахована у математичних моделях одномірних кодів, що використовуються для аналізу безпеки АЕС в Україні. Для забезпечення достовірності результатів визначення підходу до моделювання проведено на експериментальних даних установки MASLWR, яка є прототипом модульного легководного реактором під тиском та подібна за конструкцією до MMP NuScale. Охолодження тепловиділяючих елементів в установці відбувається за рахунок природньої циркуляції, а теплообмінні трубки ПГ мають спіралевидну навивку. Моделювання установки виконано за допомогою теплогідравлічного коду TRACE, який застосовується в ДП «ДНТЦ ЯРБ» для незалежної перевірки результатів аналізів безпеки, які надаються експлуатуючою організацією (однак фактично є подібним до коду RELAP5/MOD3.2). Для виконання дослідження було розроблено теплогідравлічну модель установки OSU-MASLWR та проведено її налаштування таким чином, щоб результати моделювання стаціонарного стану відповідали експериментальним даним. По результатам аналізу встановлено, що основними аспектами налаштування моделі являються коректне визначення та розподіл по об'ємах моделі гідравлічних опорів у контурі природньої циркуляції, а також необхідність «штучної» інтенсифікації теплообміну на теплообміннику на ~25% (що є наслідком заниження одномірними кодами теплопередачі в таких системах). Після налаштування стаціонарного стану моделі проведено моделювання аварії з втратою тепловідведення від першого контуру установки, яке продемонструвало відповідність результатів розрахунку та експериментальних даних, що підтвердило прийнятність запропонованого підходу до моделювання.

У **п'ятому розділі** наведено аналіз методів оцінки надійності та ефективності пасивних систем. Серед зазначеного розглянуто підходи незалежних відмов, відмов обладнання, функціональних відмов, а також оцінка із застосуванням методу Монте-

Карло щодо розподілу невизначеностей у вхідних даних. Також стисло розглянуто основи оцінки надійності пасивних систем, існуючі методики оцінки надійності пасивних систем (REPAS, RMPS, APSRA) та їх спільні і відмінні риси. По результатах оцінки визначено існуючі проблеми та відкриті питання методів і концепцій оцінки надійності ПСБ та їх застосування. На підставі проведеного аналізу зроблено висновок про те, що існуючі методи оцінки надійності та ефективності пасивних систем являються складними та потребують значних ресурсів для проведення такого аналізу. Зазначене призводить до доцільності визначення більш простого підходу оцінки ефективності пасивних систем, який можливо забезпечуватиме більш грубу оцінку, однак потребуватиме значно менших ресурсів для її проведення. На підставі результатів проведених розрахунків ефективності СПВТ а.з. ВВЕР-1000 та моделювання експериментальної установки MASLWR було визначено більш спрощений підхід оцінки ефективності пасивної системи, який ґрунтується на оцінці залишкових енерговиділень а.з. та кількості тепла, яке відводиться теплообмінником СПВТ. Додатково було визначено якісний критерій, який вказує на можливий перехід СПВТ у нестабільний стан, який характеризується збільшенням амплітуди в петлі природньої циркуляції.

Наукові результати роботи впроваджені (див. Додаток В):

- у методичні матеріали дисциплін «Ядерні енергетичні реактори. Частина 1», «Атомні електростанції», «Безпека та надійність АЕС» кафедри АЕС Національного університету «Одеська політехніка» та використані під час розробки кваліфікаційних робіт бакалавра та магістра студента Національного університету «Одеська політехніка» Олексія Покрищенка (детальніше див. АКТ ВПРОВАДЖЕННЯ від 18 вересня 2023 року);
- у виробничий процес ДП «ДНТЦ ЯРБ» під час розробки навчальних матеріалів для студентів українських спеціалізованих вищих навчальних закладів у рамках проведення «Літньої ядерної школи» на тему «Overview of innovative nuclear technologies and prospects of their deployment» («Огляд інноваційних ядерних технологій та перспективи їхнього впровадження») та

аналітичних досліджень, пов'язаних з моделюванням та оцінкою ефективності роботи системи пасивного відведення теплоти від парогенераторів для енергоблоків ВВЕР-1200 АЕС «Аккую», Туреччина (детальніше див. Довідка про впровадження результатів дисертаційної роботи Вишемірського Максима Павловича на тему «Удосконалення системи пасивного відводу теплоти від активної зони реакторів ВВЕР» від 11.12.2023 № 3834-113-2023);

- у виробничий процес ТОВ «ЕНЕРГОБЕЗПЕКА ГРУП» під час визначення оптимальних типів систем охолодження ядерного палива та відведення тепла до кінцевого поглинача, які можуть бути реалізовані на енергоблоках з реакторними установками типу ВВЕР, а також, під час вибору оптимальних рішень відведення тепла для можливості утримання великих об'ємів радіоактивної води, яка може утворитися при важких аваріях в межах гермоболонки. (детальніше див. АКТ ВПРОВАДЖЕННЯ від 25 вересня 2023 року).

Ключові слова: система безпеки, пасивна система, СПВТ, реакторна установка, ВВЕР, малий модульний реактора, ММР, методика, аналіз ефективності, удосконалення.

СПИСОК ПУБЛІКАЦІЙ ЗДОБУВАЧА ЗА ТЕМОЮ ДИСЕРТАЦІЇ

Наукові роботи, в яких опубліковані основні наукові результати дисертації:

1. О. С. Мазурок, **М. П. Вишемірський**. Валідація теплогідравлічної моделі РУ із застосуванням методики швидкого перетворення Фур'є для кількісної оцінки отриманих результатів // Ядерна та радіаційна безпека. - 2014. - №1 (61), С. 14-20.

<https://nuclear-journal.com/index.php/journal/article/view/441/357>

2. **М. П. Вишемірський**, О. І. Жабін, С. О. Остапчук. Аналіз підживлення парогенератора від мобільної насосної установки в разі повного знеструмлення енергоблока з реакторною установкою ВВЕР-1000/В-320 // Ядерна та радіаційна безпека. - 2016. - № 4 (72).- С. 25-31.

<https://www.nuclear-journal.com/index.php/journal/article/view/43/43>

3. С.Е. Яновський, О. І. Жабін, Ю. Ю. Воробйов, **М. П. Вишемірський**. Валідація теплогідравлічної моделі реактора ВВЕР-1000/В-320 для розрахункового кода TRACE // Ядерна та радіаційна безпека. - 2017. - № 1 (73).- С. 39-42.

<https://www.nuclear-journal.com/index.php/journal/article/view/130/126>

4. **М. П. Вишемірський**, В. В. Пустовіт, В. П. Кравченко, Д.О. Донський. Дослідження процесів у системі герметичного огороження із застосуванням кодів ATHLET-CD та COCOSYS // Ядерна та радіаційна безпека. - 2020. - № 2 (86).- С. 27-37.

<https://www.nuclear-journal.com/index.php/journal/article/view/275/337>

5. **М. П. Вишемірський**, В. П. Кравченко. Роль пасивних систем безпеки в запобіганні та пом'якшенні наслідків важких аварій на АЕС // Праці Одеського політехнічного університету. - 2022. - №2 (66), С. 24-31.

<http://dspace.opu.ua/jspui/bitstream/123456789/13507/1/1682416950.pdf>

Наукові роботи, які засвідчують апробацію матеріалів дисертації:

1. **М. П. Вишемірський**, Б.Ю. Грищенко, О. С. Мазурок, О. М. Михайленко. Аналіз ефективності дій оперативного персоналу по зливу деаераторів машзалу під час виникнення аварійних режимів в умовах повної втрати енергопостачання // Збірник доповідей четвертої міжнародної науково-практичної конференції «Підвищення безпеки та ефективності атомної енергетики». - Одеса, Україна, 30 вересня-03 жовтня 2014 року - Одеса: НВЦ "Енергоатом" ТОВ, 2016. - С. 186-196.

2. **М.П. Вишемірський**. Незалежні порівняльні аналізи для концепції системи пасивного відведення тепла від ПГ для ВВЕР-1000/B-320 (Independent benchmarks for the concept of a passive heat removal system from SG for VVER-1000/V-320) // Матеріали Міжнародного літнього семінару молодих вчених ETSON JSP «Інноваційні системи для функцій безпеки – включно з пасивними системами для поколінь реакторних установок III+ та IV, малих модульних реакторів, плавучих електростанцій та інших нових проектів», 2-6 вересня 2019 р., ENEA, м. Болонья, Італія.

3. **Вишемірський М.П.**, Кравченко В.П. Комплексна кафедральна науково-дослідна робота №124-42. «Дослідження процесів у системі герметичного огороження із застосуванням кодів ATHLET-CD та COCOSYS». Одеський національний політехнічний університет. Кафедра атомних електричних станцій. Одеса, 2020. - С. 21.

4. Кравченко В.П., **Вишемірський М.П.** Технічний звіт на тему: «Аналіз можливості впровадження системи пасивного відведення тепла від активної зони реакторної установки ВВЕР-1000». ТОВ «Науковий парк Одеського Політехнічного Університету». Одеса, 2021. - С. 58.

5. **М. П. Вишемірський**, В. П. Кравченко. Підвищення безпеки АЕС за рахунок впровадження пасивних систем. Матеріали III Міжнародного круглого столу «Перспективи впровадження інновацій в атомну енергетику», 24 вересня 2021 р., Інститут газу НАН України, м. Київ, Україна.

6. **М. П. Вишемірський, В. П. Кравченко.** Концептуальні проекти реалізації довготривалого охолодження системи герметичного огороження ВВЕР-440 в умовах важких аварій. Матеріали IV Міжнародної конференції «Перспективи впровадження інновацій в атомну енергетику», 30 вересня 2022 р., Інститут газу НАН України, м. Київ, Україна.

7. **М. П. Вишемірський, В. П. Кравченко.** Моделювання теплообмінних систем на основі природньої циркуляції теплоносія за допомогою одномірних теплогідравлічних кодів. V Міжнародна конференція «Перспективи впровадження інновацій в атомну енергетику». Київ, НАН України, 28-29 вересня 2023 року.

Наукові роботи, які додатково відображають наукові результати дисертації:

1. **М. П. Вишемірський.** Огляд методології аналізу відповідності проектів малих модульних реакторів українським нормативним вимогам. Технічна зустріч з питань оцінки безпеки та аналізу малих модульних реакторів, 4-8 листопада 2019 р., штаб-квартира МАГАТЕ, Відень, Австрія.

2. **М. П. Вишемірський.** О. Л. Коцуба. Статус та майбутні плани щодо управління важкими аваріями на АЕС України. Онлайн семінар Комісії Ядерного Регулювання (КЯР) США / Брукхевенської національної лабораторії з управління важкими аваріями, 29 вересня – 01 жовтня 2021 р.

3. **М. П. Вишемірський.** Навчальний курс Вестінгауз для студентів спеціалізованих ВНЗ. Модуль 1 «Проект ВВЕР та аналіз його експлуатаційної безпеки», модуль 2 «Аналіз аварій на ВВЕР», модуль 4 «Інноваційні підходи до проектування ядерних реакторів», 18 липня – 5 серпня 2022 р., ДНТЦ ЯРБ, м. Київ, Україна.

4. Ліцензування ядерної підкритичної установки «Джерело нейтронів»: від проектування до фізичного пуску: монографія / О. Кухоцький, Є. Білодід, О. Клевцов, В. Богорад, **М. Вишемірський**, О. Лігоцький, Д. Гуменюк.; ред. О. Кухоцький. Київ : ДНТЦ ЯРБ, 2023. 228 с.

ABSTRACT

Vyshemirskiyi. M. Improvement of passive heat removal system from nuclear fuel of VVER reactors. - Manuscript copyright.

Thesis for a Doctor of Philosophy Degree in Specialty 143 «Nuclear Energy». - Odessa National Polytechnic University, Ministry of Education and Science of Ukraine, Odesa, 2023.

The accident at the Fukushima Daiichi NPP demonstrated the need to pay special attention to the issue of NPP protection from external hazards and to provide the necessary means to overcome beyond design accidents accompanied by numerous failures of NPP systems and equipment. As a result, additional means and strategies focused at overcoming emergencies with a total station blackout and loss of ultimate heat sink have been developed and implemented worldwide at NPPs. Such measures included installation of an additional mobile or reliably protected stationary equipment, improvement of emergency instructions and plans, implementation of flexible management strategies.

One of the ways to restore heat removal by the secondary side is the implementation of technical means for steam generator feeding. The main disadvantage of such a scheme is its dependence on the success of personnel actions. Implementation of the residual heat removal system, which efficiency will not depend on the success of the personnel's actions and the availability of power supply during time necessary for restoration operations, solves mentioned issue.

In this research, an analysis of world experience in the application of passive systems both at large-capacity nuclear power plants (NPP) and in small modular reactors (SMRs) is carried out. Based on the performed analysis concepts of passive safety systems for VVER-1000 and VVER-440 were developed and evaluation of the proposed passive system concept for VVER-1000 was done. Based on the results of the assessment the hypothesis regarding the insufficient reliability of the results of the passive systems modeling with early versions of one-dimensional thermohydraulic codes used for safety analysis of Ukrainian

NPPs was confirmed. To solve this problem a computer modeling of the OSU-MASLWR experimental facility with natural circulation of the coolant, which is characterized by a complex design of heat exchangers, was performed, and approaches were determined that ensure acceptable comparability of the passive systems modeling results with application of early versions of one-dimensional thermohydraulic codes. In addition, the existing methods for assessing the reliability and efficiency of passive systems were analyzed and simplified approaches for the assessment of the efficiency of passive systems were defined.

In the **Introduction** the relevance and importance of the research, purpose, research task, scientific novelty and practical value of the obtained results are defined, connection with industry, as well as with research work performed at the National University "Odesa Polytechnic" and the State enterprise "State Scientific and Technical Center for Nuclear and Radiation Safety", the personal contribution of the applicant is noted.

In the **first section**, the analysis of world experience in the application of passive systems at large-capacity nuclear power plants is performed. Existing types of passive heat removal systems (PHRS) from nuclear fuel were considered and a brief review of their designs at various high-power reactor was conducted. The passive systems of the latest low-power nuclear installations, namely the NuScale and SMR-160 SMRs, which has the highest readiness for the practical realization of the designs and for which SE «NNEGC «Energoatom» signed a memorandum with the manufacturing companies regarding the intentions to build the corresponding SMRs in Ukraine, were also considered.

Based on the results of the analysis, possible ways of improving the heat removal system from nuclear fuel at the operating NPPs of Ukraine were determined. The purpose of further research is focused on determining of the optimal type and analyzing the possibility of implementing such systems at Ukrainian NPPs.

The **second section** contains a brief description of the aspects of one-dimensional codes application and definition of the main issues of their use for modeling of passive systems, which are characterized by a complex configuration of heat exchangers, which were not taken into account during the development of mathematical models of the most

widespread thermohydraulic codes used for the safety analysis of Ukrainian NPPs (in particular, RELAP5/MOD3. 2 and ATHLET-COCOSYS). As part of research, a computational analysis of total station blackout with VVER-1000 and VVER 440 was performed (for which the feasibility of implementing heat removal systems by the secondary side and from the hermetic confinement (HC) respectively was determined). According to the results of the analysis, the main parameters of the reactor facility (RF) VVER-1000 and HC VVER-440 were determined and used to evaluate the technical characteristics of the PHRS for VVER-1000 and VVER 440.

During the analysis of parameters in HC of VVER-440 two approaches for calculations were investigated, namely autonomous (when calculations are performed sequentially - first the ATHLET-CD code determines the parameters in the RF, and then the obtained data is imported into the COCOSYS code for the analysis of processes in the HC) and coupled (calculation of parameters in the RF by the ATHLET-CD code and in the HC by the COCOSYS code is performed in parallel with simultaneous data exchange between the codes). The analysis of the obtained calculation results indicates almost the same behavior of the main parameters in RF and HC at the initial stages of the accident in combined and autonomous calculations. Some minor differences arise due to the presence of a minimal difference in the mass flow rates of water and steam from the rupture, as well as due to the heat transfer present in the combined calculation from the thermal structures of the primary side of the RF to the atmosphere of the HC. At the same time, during the middle and late phases of the accident, more significant differences arise, caused by different amounts of fission products and aerosols released into HC. The identified differences in both the early and late stages of the accident are generally ensured by the higher accuracy of the coupled calculation compared to the autonomous one (which does not take into account the heat transfer from the RF equipment to the HC premises, and the amount of fission products and aerosols removed to the HC depends on the preparation of data by the user). Mentioned above makes it possible to recommend the coupling of ATHLET-CD and COCOSYS codes/models for numerical analysis of accidents in RF and HC. At the same time, it can be noted that coupled approach leads to a noticeable increase in calculation time. Thus, if the

purpose of the calculation is only the in-vessel phase of a severe accident, it is impractical to use coupling of codes.

In the **third section**, the development of PHRS concepts from the core VVER-1000 and PHRS from HC of VVER-440 was done.

For PHRS of VVER-1000 the optimal type of the system is proposed (in particular, the water tanks in which the heat exchangers of the PHRS are immersed), the possible places of installation of water tanks are determined, the optimal places for connecting the PHRS lines to the existing systems of the RF are determined together with basic approaches to operation of such system. Taking into account the results of calculations of initial events (IE) in chapter 2, the necessary area of PHRS heat exchangers was determined (about 200 m² per one channel of a four-channel system). In addition, the analytical model of the heat removal system was developed based on the existing in State Enterprise «SSTC NRS» thermohydraulic model of VVER-1000 for the RELAP5/MOD3.2 code. According to the results of the calculation, the efficiency of the developed concept of PHRS from the core of VVER-1000 was demonstrated.

At the same time, taking into account the existing limitation of the RELAP5/MOD3.2 code in the area of PHRS modeling (due to complex configuration and/or shape of heat exchanger tubes, the revised model of the RELAP5 code version MOD3.2 was adapted for the updated version of the MOD3.3 code, which was validated by the code developer using larger experimental database. The simulation results confirmed the hypothesis that the most widespread in Ukraine thermohydraulic code RELAP5/MOD3.2 underestimates heat transfer in heat exchangers of PHRS compared to the improved version of the MOD3.3 code. In this way, the need to develop an approach that would allow modeling of complex PHRS heat exchangers with application of one-dimensional codes, that are used for safety analysis of Ukrainian NPPs, was determined. In addition, an alternative options for the implementation of PHRS from HC of VVER-440 compared to what is being implemented by State Enterprise «NNEGC «Energoatom» at power units №1, 2 of the Rivne NPP were also proposed.

The **fourth chapter** presents the results of modeling a system with natural circulation and a complex configuration of a heat exchanger (steam generator), which is not included into mathematical models of the early versions of one-dimensional codes used for the safety analysis of Ukrainian NPPs. To ensure the reliability of the results determination of the modeling approach was performed based on the experimental data of the MASLWR facility, which is a prototype of a pressurized modular light water reactor and is similar in design to the NuScale SMR. Cooling of the heaters (which model rods of the core) in the facility is performed by natural circulation, and the SG heat exchange tubes have a co-axial winding. The facility was modeled using the thermohydraulic code TRACE, which is used in the State Enterprise «SSTC NRS» for independent verification of the results of safety analyzes provided by the operating organization (however, it is actually similar to the RELAP5/MOD3.2 code). To perform the research a thermo-hydraulic model of the OSU-MASLWR facility was developed and its settings were made in such a way that the steady-state simulation results corresponded to the experimental data. According to the results of the analysis, it was determined that the main settings the model are related to correct definition and distribution of hydraulic resistances in the model of natural circulation loop, as well as the need for "artificial" heat exchange intensification on the heat exchanger by ~25% (which is a consequence of underestimation by one-dimensional codes of heat transfer in such systems). After setting the steady state of the model, simulation of an accident with loss of heat removal from the primary side of the facility was performed, which demonstrated the correspondence of the calculation results and experimental data. These results confirmed the acceptability of the proposed modeling approach of passive systems with natural circulation.

The **fifth chapter** provides an analysis of methods for assessing the reliability and efficiency of passive systems. Approaches of independent failures, equipment failures, functional failures, as well as evaluation by Monte Carlo method regarding the distribution of uncertainties in the input data were considered. The basis of assessing the reliability of passive systems and the existing methods (namely REPAS, RMPS, APSRA) and their common and distinctive features are also briefly described. Based on the results of analysis

the existing problems and open issues of methods for PHRS reliability assessment and their application were determined. On the basis of the performed analysis, it was concluded that the existing methods of assessing the reliability and efficiency of passive systems are complex and require significant resources to carry out such an analysis. This leads to the necessity of defining a simpler approach for assessing the effectiveness of passive systems, which may provide a «rougher» assessment, but will require significantly less resources for its implementation. Based on the results of calculations of the efficiency of PHRS for VVER-1000 and simulation of the MASLWR experimental installation, a simpler approach to passive system efficiency assessment was determined, which is based on the assessment of the core decay heat and amount of heat that is removed by the PHRS heat exchanger. In addition, a qualitative criterion was defined that indicates a possible transition of the PHRS to an unstable (ineffective) mode, which is characterized by an increase in the amplitude in the natural circulation loop.

The scientific results of the work are implemented in:

- methodical materials of the disciplines "Nuclear power reactors. Part 1", "Nuclear Power Plants", "Safety and Reliability of Nuclear Power Plants" of the NPP Department of the Odesa Polytechnic National University and used during the development of the bachelor's and master's theses of the Oleksiy Pokryshchenko, student of the Odesa Polytechnic National University (see IMPLEMENTATION ACT dated 18 September 2023);
- the production process of the State Enterprise «SSTC NRS» during the development of educational materials for students of Ukrainian specialized universities in the framework of the “Summer Nuclear School” on the topic “Overview of innovative nuclear technologies and prospects of their deployment” and analytical studies related to modeling and evaluation of the effectiveness of the PHRS from steam generators for power units of Akkuyu NPP with VVER-1200, Turkey (for details, see the Reference on the implementation of the results of the dissertation work of Vyshemirsky Maksym Pavlovich on the topic

"Improvement of passive heat removal system from nuclear fuel of VVER reactors" dated 11.12.2023 No. 3834-113-2023);

Keywords: safety system, passive system, PHRS, reactor facility, VVER, small modular reactor, SMR, methodology, reliability assessment, improvement.

LIST OF PUBLICATIONS OF THE APPLICANT ON THE TOPIC OF THE DISSERTATION

Scientific researches in which the main scientific results of the dissertation are published:

1. O. Mazurok, **M. Vyshemirskyi**. Validation of the thermohydraulic model of the RF using the fast Fourier transform technique for quantitative assessment of the obtained results // Nuclear and radiation safety. - 2014. - №1 (61), p. 14-20.

<https://nuclear-journal.com/index.php/journal/article/view/441/357>

2. **M. Vyshemirskyi**, O. Zhabin, S. Ostapchuk. Analysis of the steam generator feeding from the mobile pumping unit during the total blackout of the nuclear power plant with the VVER-1000/B-320 reactor facility // Nuclear and radiation safety. - 2016. - № 4 (72).- p. 25-31.

<https://www.nuclear-journal.com/index.php/journal/article/view/43/43>

3. S. Yanovskyi, O. Zhabin, Yu. Vorobyov, **M. Vyshemirskyi**. Validation of the thermohydraulic model of the VVER-1000/B-320 reactor for the TRACE code // Nuclear and radiation safety. - 2017. - № 1 (73).- p. 39-42.

<https://www.nuclear-journal.com/index.php/journal/article/view/130/126>

4. **M. Vyshemirskiy**, V. Pustovit, V. Kravchenko, D. Donskyi. Analysis of Processes in the Containment Using ATHLET-CD and COCOSYS Codes // Nuclear and radiation safety. - 2020. - № 2 (86).- p. 27-37.

<https://www.nuclear-journal.com/index.php/journal/article/view/275/337>

5. **M. Vyshemirskiy**, V. Kravchenko. Role of passive safety systems in prevention and mitigation of severe accidents at nuclear power plants // Odes'kyi Politechnichniy Universytet. Pratsi. - 2022. - №2 (66), C. 24-31.

<http://dspace.opu.ua/jspui/bitstream/123456789/13507/1/1682416950.pdf>

Scientific papers certifying the approbation of the dissertation materials

1. **M. P. Vyshemirskiy**, B.Yu. Hryshchenko, O. S. Mazurok, O. M. Mykhaylenko. Analysis of the effectiveness of the operational personnel actions on draining the deaerators of the nuclear power plant during the emergency modes with total loss of power supply // Collection of reports of the fourth international scientific and practical conference "Increasing the safety and efficiency of nuclear energy". - Odesa, Ukraine, September 30-October 3, 2014 - Odesa: "Energoatom" LLC, 2016. - p. 186-196.

2. **M.P. Vyshemirskiy**. Independent benchmarks for the concept of a passive heat removal system from SG for VVER 1000/V 320 // Materials of the International Summer Workshop of Young Scientists ETSON JSP "Innovative systems for safety functions - including passive systems for generation III+ and IV reactors, small modular reactors, floating power plants and other new projects", 2-6 September 2019, ENEA, Bologna, Italy.

3. **Vyshemirskiy M.P.**, Kravchenko V.P. Complex cathedral scientific research paper No. 124-42. "Investigation of processes in the system of hermetic compartments using the ATHLET-CD and COCOSYS codes". Odessa National Polytechnic University. Department of nuclear power plants. Odesa, 2020. - P. 21.

4. Kravchenko V.P., **Vyshemirskyi M.P.** Technical report on the topic: "Analysis of the possibility of implementing of a passive heat removal system from the core of the reactor facility with VVER-1000". LLC "Science Park of Odesa Polytechnic University". Odesa, 2021. - P. 58.

5. **M. P. Vyshemirskyi**, V. P. Kravchenko. Increasing the safety of nuclear power plants due to the Implementation of passive systems. Materials of the 3rd International Round Table "Prospects for the Implementation of Innovations in Atomic Energy", September 24, 2021, Gas Institute of the National Academy of Sciences of Ukraine, Kyiv, Ukraine.

6. **M. P. Vyshemirskyi**, V. P. Kravchenko. Conceptual projects of implementation of long-term cooling of the VVER-440 hermetic confinement system under conditions of severe accidents. Proceedings of the IV International Conference "Prospects for the Implementation of Innovations in Atomic Energy", September 30, 2022, Gas Institute of the National Academy of Sciences of Ukraine, Kyiv, Ukraine.

7. **M. P. Vyshemirskyi**, V. P. Kravchenko. Modeling of heat exchange systems based on the natural circulation of the coolant using one-dimensional thermohydraulic codes. V International Conference "Prospects of introducing innovations in atomic energy". Kyiv, National Academy of Sciences of Ukraine, September 28-29, 2023.

Scientific papers that additionally reflect the results of the dissertation:

1. **M. P. Vyshemirskyi**. Review of the methodology of analysis of compliance of small modular reactors with Ukrainian regulatory requirements. Technical Meeting on Safety Assessment and Analysis of Small Modular Reactors, 4-8 November 2019, IAEA Headquarters, Vienna, Austria.

2. **M.P. Vyshemirskyi**. O. L. Kotsuba. Status and future plans for managing severe accidents at Ukrainian NPPs. US Nuclear Regulatory Commission (NRC) / Brookhaven

National Laboratory Major Accident Management Online Seminar, September 29 - October 01, 2021.

3. **M. P. Vyshemirskyi**. Westinghouse training course for students of specialized universities. Module 1 "VVER project and its operational safety analysis", module 2 "VVER accident analysis", module 4 "Innovative approaches to the design of nuclear reactors", July 18 - August 5, 2022, SSTC NRS, Kyiv, Ukraine.

4. Licensing of the nuclear subcritical facility "Neutron Source": from design to physical start-up: monograph / O. Kuhotskyi, E. Bilodid, O. Klevtsov, V. Bogorad, **M. Vyshemirskyi**, O. Ligotskyi, D. Gumenyuk.; ed. O. Kuhotskyi. Kyiv: National Research and Development Center of Ukraine, 2023. 228 p.