

ТЕХНОЛОГІЇ ТА ОБЛАДНАННЯ В ЕНЕРГЕТИЦІ TECHNOLOGIES AND EQUIPMENT IN ENERGY

УДК 621.039.586

DOI 10.20535/1813-5420.3.2021.251279

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

ПРОБЛЕМАТИКА МОДЕЛЮВАННЯ ВНУТРІШНЬОКОРПУСНОЇ ФАЗИ ВАЖКОЇ АВАРІЇ

Важкі аварії на АЕС відрізняються своєю складністю, багатогранністю та широкими взаємозв'язками. При моделюванні внутрішньокорпусної фази важкої аварії існують значні невизначеності, насамперед пов'язані з переміщенням матеріалів зруйнованої активної зони в нижню частину корпусу реактора, а також з його подальшим розігрівом і супутніми високотемпературними фізичними процесами. Детальне комплексне дослідження даних процесів надасть змогу надійно прогнозувати динаміку протікання важкої аварії, час відмови корпусу реактора та обґрунтувати більш ефективні дії персоналу по управлінню важкими аваріями і аварійному реагуванні.

В роботі представлено аналіз протікання важкої аварії, виділено та проаналізовано основні фази внутрішньокорпусної фази важкої аварії. Проведено аналіз характерних для даних фаз процесів та явищ. Розглянуто основні невизначеності, що виникають при моделюванні процесів важкої аварії в межах корпусу реактору. Для усунення/зменшення невизначеності запропоновано підхід до спряженого моделювання важкої аварії з застосуванням CFD-коду ANSYS CFX та системного теплогідравлічного коду RELAP5/Mod 3.2.

Ключові слова: *активна зона, важка аварія, відмова корпусу, моделювання, розплав, феноменологія, CFD, CFX, RELAP5.*

Вступ

Дослідження процесів, що відбуваються всередині корпусу реактору при важкій аварії на АЕС має важливе значення, як з точки зору досягнення основної цілі безпеки – максимально можливого зниження радіаційних наслідків для персоналу, населення та навколишнього середовища, так і з точки зору управління важкою аварією.

За останні десятиліття в рамках міжнародних програм та проектів світовою ядерною спільнотою здійснено значний комплекс наукових і експериментальних досліджень та накопичений великий досвід в розумінні процесів і явищ, характерних для важких аварій. Але, не зважаючи на це, сучасні вимоги з безпеки вимагають більш поглибленого і детального вивчення таких процесів та явищ.

Аналіз важких аварій є фундаментальною основою при розробці і науково-технічній підтримці стратегій, керівництв та інструкцій з управління даними аваріями, при обґрунтуванні безпеки атомних електростанцій, як при проектуванні нових, так і при продовженні терміну експлуатації діючих. Однак, внутрішньокорпусна фаза важкої аварії включає невизначеності, найголовніші з яких пов'язані з переміщенням матеріалів зруйнованої активної зони в нижню частину корпусу реактора, а також з його подальшим розігрівом і супутніми при цьому високотемпературними фізичними процесами (плавлення, конвекція, теплообмін випромінюванням, теплове руйнування та ін.). Тому моделювання важкої аварії вимагає всебічного аналізу та врахування великої кількості складних та недостатньо вивчених теплогідравлічних, термомеханічних, фізико-хімічних явищ, починаючи з моменту виникнення вихідної події аварії та закінчуючи руйнуванням корпусу реактору.

Мета та завдання.

Метою роботи є аналіз феноменології внутрішньокорпусної фази важкої аварії, дослідження проблематики та існуючих методів моделювання важкої аварії в межах корпусу реактору. Розглядається комплексне моделювання важкої аварії із застосуванням спряження системного теплогідравлічного коду RELAP5/Mod. 3.2 із CFD-кодом CFX.

Матеріал і результати дослідження

Сучасні знання про протікання ранньої фази важкої аварії в основному отримані з численних експериментальних програм, що проводяться в багатьох дослідницьких центрах світу. Більшість таких програм направлені на отримання знань щодо процесів, що відбуваються на різних стадіях перебігу важкої аварії шляхом інтегральних досліджень, або окремих явищ та процесів важких аварій [1].

Експериментальні програми щодо окремих явищ направлені на детальне вивчення конкретного фізичного процесу з метою визначення та опису фізичних законів, які ним керують. Наприклад, дослідження кінетики окиснення цирконієвої оболонки твел визначається шляхом зважування дослідного зразка на вагах в експериментальній камері, через яку пропускається пара з регульованою температурою. За рахунок вимірювання маси дослідного зразка в часі і збирається необхідна інформація.

Інтегральні експериментальні програми являються більш комплексними та, в основному, направлені на дослідження сукупності певних процесів та їх загального впливу на важку аварію. Наприклад, в інтегральній експериментальній програмі PHEBUS [2], проведеній у Франції, було досліджено поведінку тепловиділяючої збірки після втрати охолодження шляхом опромінення та пропускання через неї пари. В даному випадку здійснювався інтегральний вплив таких фізичних процесів: внутрішнє енерговиділення палива, окиснення оболонки твел та утворення водню, теплопередача шляхом теплопровідності, конвекції, випромінювання та ін. Даний інтегральний процес досліджувався за рахунок вимірювання потужності реактору, масової витрати та температури пари, об'єму виділення водню, локальних температур в експериментальному об'ємі.

В даний час існує досить велика кількість експериментальних установок, що дозволяють досліджувати процеси, які відбуваються в межах корпусу реактору, починаючи з моменту виникнення вихідної події аварії і закінчуючи руйнуванням корпусу.

Як приклад, дослідження високотемпературної поведінки тепловиділяючих збірок та їх деградація на початковому етапі важкої аварії здійснюється в програмах PHEBUS (CEC /Франція), CORA (FZK /Німеччина), QUENCH (PZK / Німеччина), CODEX (KFKI / Угорщина) та ін.

Дослідження процесів взаємодії розплаву активної зони з днищем корпусу реактору на пізній фазі проводиться в експериментах RASPLAV та MASCA (PHЦ КИ, ИБРАЭ, Росія), EC-FOREVER (Royal Institute of Technology, Швеція), СОРО (Fortum Nuclear Services / Фінляндія, CEA/DRN / Франція), ULPU (University of California Santa Barbara, США) та ін.

В роботах [1, 3] наведено огляд підходу до моделювання важких аварій на корпусних реакторах, в тому числі, ВВЕР. Розглянуто найбільш відомі програми та установки для вивчення та моделювання теплофізичних, фізичних і хімічних явищ важкої аварії.

Об'єктивні причини не дозволяють проводити в повному обсязі експериментальне моделювання всіх процесів і подій при розвитку важкої аварії для кожного конкретного типу реактору. Тому основними методами для повномасштабного моделювання важких аварій залишаються розрахункові методи, за допомогою яких при заданих початкових і граничних умовах в програмних засобах здійснюється числова реалізація математичних моделей основних фізичних та хімічних процесів важкої аварії. Окрім розуміння закономірностей і умов розвитку окремих процесів, визначення критеріїв виникнення і закінчення різних стадій і етапів важких аварій, результати експериментального моделювання також спрямовані на розробку та реалізацію матриць валідації та подальшу валідацію розрахункових засобів важких аварій.

Традиційно, для аналізу важких аварій коди поділяються на інтегровані і деталізовані. Деталізовані коди характеризуються відносно вузькою областю застосування (моделюють окремі процеси, етапи, стадії) і відносно високою реалістичністю моделювання. Інтегровані коди мають більш широкую сферу застосування (моделюють більше однієї стадії розвитку важкої аварії) і відносно низьку реалістичність моделювання окремих процесів [1].

На даний час найбільшого розповсюдження для розрахункового моделювання важких аварій на АЕС з ВВЕР набули коди: MELCOR (США), SCDAP/RELAP-3D, ICARE/CATHARE, МААР (Франція), ASTEC (Німеччина-Франція), ATHLET-CD (Німеччина), СОКПАТ з програмним пакетом СВЕЧА (Росія) та ін. Більшість кодів успішно пройшли валідацію на даних важкої аварії на АЕС Three Mile Island (ТМІ), яка відбулася 28 березня 1979 року в штаті Пенсільванія, США [4]. В роботі [1] наведено аналіз розрахункових засобів, що застосовуються для моделювання важких аварій та визначено найбільш перспективні з них для розрахунку вітчизняних реакторних установок.

Феноменологія внутрішньокорпусної фази важкої аварії

Моделювання важкої аварії на АЕС відрізняються своєю складністю, багатогранністю та широкими взаємозв'язками. Основні процеси при подібній аварії пов'язані з порушенням охолодження активної зони, розігрівом твел і конструктивних елементів, інтенсивним окисненням металевих конструкцій активної зони, виділенням водню, розплавленням і переміщенням зруйнованої активної зони в нижню камеру реактору, генерацією пари, розігрівом та проплавленням корпусу ядерного реактору.

Для реакторів типу ВВЕР даний проміжок часу можна розділити на три основні фази [5]:

- рання фаза – осушення та початковий розігрів елементів активної зони, «здуття», розрив цирконієвих оболонок твел та блокування міжтвельного простору, розігрів елементів активної зони внаслідок погіршення тепловіддачі і паро-цирконієвої реакції;

- фаза пошкодження елементів активної зони та втрата їх геометрії – плавлення конструкційних елементів активної зони, формування значних блокад та утворення локальних скупчень розплаву, їх переміщення, затвердіння, повторне плавлення;

- пізня фаза – надходження і просторовий розподіл розплаву в нижню камеру змішування, стратифікація розплаву, конвективний теплообмін та теплообмін випромінюванням, плавлення днища реактору з подальшою його відмовою.

Системний аналіз основних фаз важкої аварії в межах корпусу реактору та процесів характерних для них представлено нижче.

Теплогідравліка. Оголення та розігрів активної зони

Теплогідравлічні та масообмінні процеси у активній зоні являються одними з визначальних факторів початкової стадії розвитку будь-якого сценарію важкої аварії на АЕС [6]. Деградація активної зони (локальний перегрів, початок деградації, утворення блокад і т.д.) в значній мірі визначаються саме теплогідравлічними та масообмінними умовами в активній зоні (в тому числі, аксіальним і радіальними профілями нерівномірності енерговиділень, швидкостями розігріву, станом твел).

На ранній стадії аварії відбувається втрата теплоносія першого контуру і, як результат, осушення активної зони та її розігрівання. При цьому проходить конвективний теплообмін між поверхнею оболонок твел і паром теплоносія, в реакторі та, ймовірно, в першому контурі встановлюється природна циркуляція [7].

Важка аварія, як правило, настає при відсутності тепловідведення від активної зони при втраті теплоносія внаслідок вихідної події (розриви та течі трубопроводів першого контуру), або в результаті його випарювання при роботі імпульсно-запобіжних пристроїв компенсатора тиску.

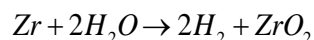
При зниженні рівня теплоносія нижче верхньої частини активної зони відбувається погіршення тепловідведення від оболонок твел, що викликає розігрів активної зони. Тепловідведення від оголеної частини активної зони відбувається за рахунок природної циркуляції, внаслідок чого передається значна частина теплоти до конструкційних матеріалів верхньої камери змішування, патрубків гарячих ниток, а також трубного пучка ПГ (за рахунок зворотної циркуляції в гарячих нитках). Внаслідок відводу тепла від більш гарячих частин до більш холодних стримується загальний розігрів активної зони.

При досягненні температури в активній зоні значення 1500 К ефект природної циркуляції знижується через прискорення процесу окиснення, що безпосередньо залежить від температури пару. На даній стадії вагомим значенням починає набувати випромінювання, яке в кінцевому підсумку, стає визначальним механізмом теплопередачі. Теплопередача за рахунок випромінювання та природної циркуляції зменшують швидкість розігріву активної зони [6].

В даний момент фізика теплообмінних та масообмінних процесів, під час яких відбувається оголення та розігрів активної зони, досить добре вивчена. Існує велика база експериментальних та розрахункових даних, що дозволили верифікувати розрахункові теплогідравлічні моделі більшості сучасних кодів важких аварій та впевнено застосовувати їх для аналізу безпеки АЕС з ВВЕР.

Окиснення основних матеріалів

При температурі в активній зоні 1070-1220 К починає відбуватися екзотермічна реакція окислення цирконієвої оболонки парою:



з виділенням водню в кількості біля 500 л/кг, а також сумарного енерговиділення близько 6,530 МДж/кг [6].

З ростом температури, швидкість окислення збільшується, а при температурі вище 1500 К реакція набуває автокаталічного характеру. Пароцирконієва реакція стає домінуючим джерелом енерговиділення, перевищуючи в декілька разів залишкове енерговиділення продуктів поділу. В результаті температура непошкоджених твел та допоміжних структур активної зони швидко підвищується. Відбувається утворення тріщин в оболонках твел, через які пара потрапляє під оболонку і починає вступати в реакцію з внутрішньою поверхнею оболонки.

Однак, зі збільшенням температури з'являються обмежуючі фактори, що знижують швидкість окислення. По мірі збільшення загального утворення водню, а також накопичення на поверхні цирконієвої оболонки шару ZrO_2 , зменшується доступ пари до неокисленого цирконію, внаслідок чого обмежується швидкість окиснення. Збільшення концентрації водню у верхній області активної зони і зниження швидкості пароутворення через зменшення рівня води стають основними обмежувачами максимальних швидкостей окислення, особливо у верхній області активної зони. В цій частині активної зони окислення також може бути обмежене зменшенням кількості цирконію внаслідок його зрідження і стікання в нижні

частини. Просування розплаву до більш холодних частин активної зони має тенденцію знижувати їх температуру, в свою чергу, припиняючи процес окислення. Однак, якщо розплавлений цирконій потрапляє у воду, що знаходиться в нижній частині реактору, то утворюється додаткова пара, яка тимчасово може компенсувати «парове голодання» та сприяти окисненню [8].

В даний час проведено багато експериментів в області пароцирконієвої реакції при важкій аварії та існують надійні кореляції, що відображають кінетику зростання оксидного шару і швидкість утворення водню. Також існують детальні моделі на основі рівняння дифузії кисню через шари цирконію. Однак, в більшості кодів важких аварій застосовуються саме кореляції, так як в розрахунку великих інтегральних тестів, в тому числі реакторів, позитивний ефект від більш детальних моделей не настільки значний, як збільшення часу розрахунку [5].

Окрім пароцирконієвої реакції, окислення карбіду бору, присутнього в поглинаючих стержнях, також є досить екзотермічною реакцією і може бути важливим джерелом енергії на початкових етапах плавлення активної зони, а також впливати на генерацію водню та інших горючих газів.

Дослідження даного феномену проводилося в експериментах Phebus FPT3 [9, 10] і в BECARRE (в тестах Verdi, Piccolo та Intermezzo) [11, 12]. Зважаючи на хімічну складність окислення карбіду бору, застосування моделі даного феномену в кодах важких аварій має деяку невизначеність. Однак, зважаючи на те, що його кількість відносно невелика, порівняно з кількістю цирконію, то даний вплив буде малозначущим в загальній картині важкої аварії. Дане твердження підтверджується дослідженнями [13,14], що не показали суттєвої різниці у генерації водню в збірках з карбідом бору та без нього.

Зважаючи на присутність в активній зоні конструктивних елементів, що містять сталь, то процес її окиснення присутній при протіканні важкої аварії. Даний процес моделюється таким же чином, як і окиснення цирконію, але є значно менше екзотермічним і не здійснює значного внеску в розігрів активної зони та утворення водню.

Здуття і розрив оболонок

По мірі розігріву активної зони відбувається збільшення пластичності матеріалу оболонок твел одночасно зі зростанням тиску газу під оболонкою. В результаті цього відбувається початкова деформація активної зони – розбухання оболонок твел. Процес розбухання та деформації оболонок твел з внутрішнім надлишковим тиском, контакт палива з оболонкою та руйнування оболонки шляхом повзучості прогнозується моделями механічної поведінки оболонок.

Для аварійних сценаріїв з низьким тиском в першому контурі вже при температурі твел 1000-1200 К тиск газу всередині твел може роздувати оболонки до блокування міжтвельного простору. Внаслідок блокування зменшується витрата теплоносія, погіршується тепловіддача, зростає локальна температура, починається паро-цирконієва реакція, що призводить до ще більшого розігрівання активної зони. В результаті відбуваються масові розбухання, утворення тріщин та розривів оболонок твел.

Для сценаріїв з високим тиском в першому контурі процес руйнування оболонок твел може відбуватися шляхом плавлення після досягнення температур активної зони більше 1500К [7]. В даному випадку руйнування оболонок відбувається внаслідок хімічних взаємодій та утворень евтектичних сплавів між матеріалами оболонок та матеріалами активної зони з більш низькою температурою плавлення, ніж у самих матеріалів.

Плавлення і переміщення поглинаючих стержнів та конструкційних матеріалів

Перші пошкодження в регулюючих стержнях відбуваються при температурах вище 1500 К (для швидких перехідних процесів) та 1700 К (для повільних перехідних процесів). При цьому відбуваються хімічні взаємодії між Fe-Zr, Ag-Zr, В₄С-Fe та ін. з утворенням евтектик, температура плавлення яких нижча температури плавлення цирконію [12]. Це призводить до раннього зрідження поглинаючих стержнів, дистанціонуючих решіток і частин цирконієвих оболонок твел, що знаходяться у безпосередньому контакті з іншими матеріалами та їх переміщення з подальшим утворенням все більших локальних блокувань активної зони. Одночасно з цим, розплавлене срібло та інші поглинаючі стержнів переміщається вниз, не вступаючи у взаємодію з нержавіючою сталлю направляючих труб, та, при потраплянні у воду нижньої частини реактору, викликає утворення пари, що зменшує парове голодання активної зони.

В даний час в більшості кодів важких аварій кожна з хімічних реакцій між компонентами матеріалу поглинаючих стержнів моделюється за допомогою моделей «евтектичної температури», кінетичних швидкостей або діаграм рівноваги. При цьому Ag-In-Cd не вносить значного впливу в деградацію активної зони та може бути змодельований за допомогою простих рівноважних моделей [5].

Плавлення і переміщення оболонок твел

Руйнування оболонок твел починається в гарячій частині активної зони. При зростанні температури в активній зоні вище 2000-2250 К утворюються місця локального плавлення оболонок твел. Якщо цирконієва оболонка ще не була окиснена, то вона починає плавиться, в результаті чого з'являються «краплі» розплавленого металічного цирконію, які стікають вниз по твел. Процес стікання даних крапель

(див. Рисунок 1 (а)) схожий на стікання воску з підпаленої свічки та називається «кандлінг» (від англ. candle – свічка). Процес «кандлінгу» являється першим з трьох процесів переміщення частин активної зони вниз [5].

Однак, якщо на зовнішній поверхні твел утворився достатній шар окисненого цирконію, то до моменту його проплавлення (при температурі 2973К) або механічного руйнування він буде перешкоджати виходу розплавленого металічного цирконію з внутрішньої частини твел. В такому випадку, розплав металічного цирконію вступатиме в хімічне розчинення UO_2 та в меншій мірі ZrO_2 . Дані хімічні взаємодії можуть призводити до зниження температур плавлення UO_2 та ZrO_2 до величини на 1000 К нижчої, ніж початкова. При цьому, чим більша товщина шару окисненого цирконію, тим довше розплавлений металічний цирконій може контактувати з паливом, розчиняючи його, та, як наслідок, приводити до передчасного руйнування паливних елементів при температурах нижче температур плавлення [15].

В результаті, розплавлена суміш стікає вниз з більш гарячих частин активної зони в більш холодні та твердне. Даний процес призводить до блокування прохідних перетинів між оболонками твел (див. Рисунок 1 (б)).

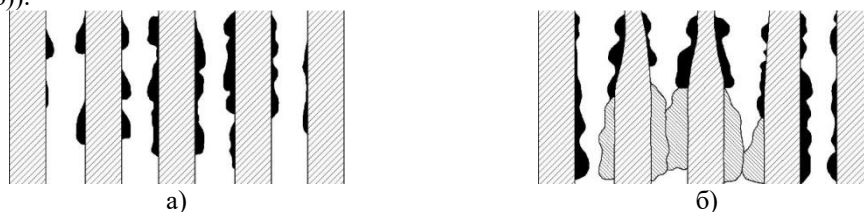


Рисунок 1 – Процес стікання крапель розплавленого металічного цирконію («кандлінг») (а) та його затвердіння (б) [6]

Експериментальні дані вказують, що руйнування оболонки зазвичай відбувається при товщині оксидного шару 0,2-0,4 мм [5]. Тому моделювання початку процесу плавлення оболонок твел зазвичай здійснюється на основі простих критеріїв за температурою та товщиною окисненого шару цирконію. Розчинення палива і оксиду цирконію розплавленим металічним цирконієм в більшості кодів важких аварій моделюється за допомогою моделі кінетичних швидкостей та діаграми рівноваги.

Плавлення і переміщення палива

Блокування прохідних перетинів між оболонками твел погіршують надходження теплоносія в область блокади і спричиняють підвищення швидкості росту температури. При цьому, вільно стоячі колони паливних елементів зберігають початкову геометрію. Їх часткове руйнування починається після того, коли розплавлений металічний цирконій руйнує поверхневий оксидний шар [16].

При підвищенні температури до 2873-3123К досягається точка плавлення UO_2 , ZrO_2 , що призводить до повного плавлення основних елементів активної зони [15]. Починає утворюватися басейн з розплавом матеріалів, що переміщується зверху вниз та з центру до периферії. Даний басейн утримується затверділою кіркою на блокованих каналах (див. Рисунок 2).

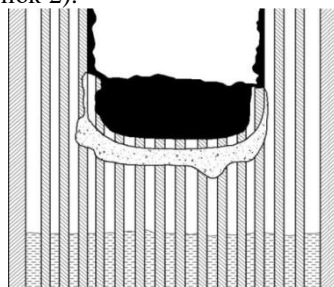


Рисунок 2 – Формування та збільшення об'єму басейну розплаву [6]

Моделювання переміщення розплаву вимагає врахування не тільки стану його компонентів, а й зміни геометрії компонентів по яких він переміщується (зменшення поперечного перерізу, контакт з дистанціонуючими решітками). В даний час існують як прості підходи до моделювання переміщення розплаву, наприклад, шляхом застосування «накладеної» швидкості, так і підходи з застосуванням теорії пористих тіл [5]. У випадках високих вигорань, паливні таблетки до моменту досягнення температур їх плавлення можуть набухати, зменшуючи свою механічну міцність та стійкість, в результаті чого може відбуватися їх обвал. В даний час відомостей про закономірності даного типу переміщення палива при низьких температурах недостатньо, тому воно в незначній мірі враховується в кодах.

При збільшенні об'єму басейну розплаву на його периферії утворюється затверділа кірка, що може здійснювати значний вплив на теплообмін. При цьому в самому басейні виникає природна циркуляція

розплаву. Зазвичай, з використанням стандартних співвідношень теплопередачі, що застосовуються на зовнішніх границях басейну, в кодах важких аварій моделюється теплообмін утвореного басейну розплаву. Однак, не моделюються такі аспекти масообміну як розділення фаз між розплавом та твердим тілом, а також розділення рідин, що не змішуються. Експериментальні дані з програми RASPLAV [17] свідчать, що затвердіння компонентів розплаву може призводити до розшарування басейну розплаву внаслідок різниці в рівноважних складах твердої та рідкої фаз розплаву. Для моделювання даних феноменів необхідні CFD-моделі з вирішенням рівнянь Нав'є-Стокса на досить дрібній сітці, що на даний момент практично не застосовується в кодах важких аварій.

Циркуляція в басейні розплаву призводить до того, що передача тепла до бокових стінок кірки становиться значно більшою, ніж до нижньої частини. Це призводить до поступового плавлення та зменшення товщини бокових стінок. Іншим механізмом руйнування кірки, є її руйнування при термічному та механічному напруженні через перепади тиску в шарах, а також руйнування шляхом евтектичної взаємодії між матеріалами кірки та басейну розплаву [15].

Внаслідок руйнування підтримуючої кірки розплав поступово переміщається в нижню частину активної зони, в результаті осідаючи на опорній плиті активної зони. Після її проплавлення відбувається переміщення розплаву в нижню камеру змішання реактора.

Взаємодія розплаву з теплоносієм

Переміщення розплаву з температурою близько 3000K в нижню камеру змішування реактора, при наявності в ній води, призводить до їх взаємодії, характер якої в значній мірі залежить від кількості води та швидкості надходження розплаву.

При контакті виникають досить великі теплові потоки від розплаву до теплоносія, що спричиняють його миттєве випаровування та утворення парової плівки в місці контакту, яка частково знижує швидкість охолодження та затвердіння капелів розплаву.

Однак, внаслідок взаємодії можуть відбуватися парові вибухи, під час яких всі прилеглі до фронту вибуху системи, конструкції і їх складові можуть піддаватися великим динамічним навантаженням, з піковими тисками до 100 МПа і тривалістю до кількох мілісекунд [8]. У зв'язку з цим парові вибухи можуть наражати на небезпеку корпус ядерного реактора.

Охолодження розплаву при контакті з водою призводить до повного википання води в нижній камері змішування та його повторного розігрівання з часом.

Поведінка коріуму на днищі корпусу реактору

Ключову роль у визначенні часу та місця відмови корпусу реактору відіграє режим та розподіл теплового навантаження на корпус, який напряму залежить від структури утвореного басейну, його масового і фазового складу та властивостей компонентів. Тому дослідження конфігурації басейну розплаву, що залежить від великої кількості складних явищ, є одним з фундаментальних завдань для аналізу ВА.

Оскільки переміщення розплаву в активній зоні та знаходження його на днищі корпусу реактору має значні невизначеності як в феноменологічному, так і в часовому аспекті, то розташування, об'єм та кількість фаз і шарів коріуму, не можуть бути однозначно розраховані.

Згідно з дослідженням деградації активної зони на АЕС ТМІ-2, очікуються такі основні форми матеріалів [4]:

- металічна фаза з елементів активної зони (цирконій та сталь);
- шари окисненого урану та цирконію з домішками неокисненого урану, цирконію, заліза;
- сміттєві шари окисненого урану та цирконію.

Для оцінки теплових навантажень приймаються різні потенційні конфігурації розплаву на днищі корпусу реактору. Наприклад, для оцінки можливості безпечного утримання розплаву в межах корпусу реактора в проектах AP-600 та AP-1000 розглядаються, так звані, «граничні ситуації» [18], при яких приймається мінімальне співвідношення між площею поверхні та об'ємом розплаву, яке приводить до максимально великих значень теплових потоків[5].

Для реакторів ВВЕР характерна досить велика кількість сталі у внутрішньокорпусних пристроях, які, взаємодіючи з коріумом, будуть плавитися та утворюватися великі об'єми металічного розплаву з меншою густиною, ніж густина паливного компоненту. Дане явище призводить до утворення найбільш ймовірної конфігурації басейну розплаву – стратифікованого розплаву з металічною компонентою зверху. Можлива і зміна даної конфігурації шляхом інверсії, що продемонстрована в експериментальній програмі MASCA[15]. Внаслідок міграції урану з оксидного шару в розплавлений металічний шар при прямому їх контакті, збільшується густина металічного шару. При певних умовах дана густина може стати більшою за густина оксидного шару, що приводить до їх інверсії – переміщенню металічного шару нижче оксидного.

Після виникнення різниці температур між центром басейну розплаву і периферією з твердою кіркою, в ньому встановлюється природня циркуляція, що викликає нерівномірність розподілу теплового

поток. При цьому близько половини величини загального теплового потоку передається або вгору через верхню частину басейну, або через бокові стінки, і досить незначна – через нижню частину кірки. Внаслідок цього найбільша швидкість руйнування кірки буде у верхній частині її бокової поверхні [15].

Пошкодження корпусу реактору

Прямий контакт розплаву зі стінкою днища корпусу реактору призводить до її суттєвого нагрівання. Це нагрівання, в поєднанні з напруженнями, зумовленими можливим підвищенням тиском в системі і вагою розплаву активної зони, може викликати порушення цілісності днища.

Даний етап важкої аварії є одним з найнебезпечніших, оскільки вихід високотемпературного розплаву, в разі порушення цілісності днища, призводить до значних термомеханічних впливів на обладнання та конструкції гермооболонки з підвищенням ймовірності їх відмови.

Процес деградації корпусу реактору при його взаємодії з розплавом палива відбувається двома основними механізмами:

- теплове руйнування, що характеризується просторово-часовим розподілом температури та теплових потоків в корпусі реактору;
- деформація та механічне руйнування, що залежить від маси розплаву на днищі, маси самого днища та внутрішнього надлишкового тиску в реакторі.

Початкові деформації корпусу відбуваються за рахунок теплового розширення. По мірі розігрівання і початку плавлення відбувається зменшення жорсткості матеріалу корпусу та його поперечного перерізу, що призводить до зростання впливу маси розплаву, що знаходиться на днищі корпусу і маси самого днища, на деформацію стінки внутрішнього тиску в реакторі. При цьому, основними механізмами деформації являються повзучість та пластичність, головні відмінності яких полягають в тому, що повзучість – це процес, що залежить від часу, а пластичність виникає швидко, одночасно з навантаженням [15].

Одне з найбільших експериментальних досліджень механізмів відмови корпусу реактору проводилося за програмою FOREVER Королівського технологічного інституту. За його результатами можна зробити наступні висновки[19,20]:

- найбільш ймовірне місце пошкодження корпусу знаходиться в області гарячого фокусування, де відбуваються максимальні деформації за рахунок повзучості, що призводять одночасно з плавленням до зменшення товщини стінки та пришвидшення повзучості;
- зона фокусування на рівні циліндричної частини корпусу реактору є більш небезпечною, ніж на рівні еліптичної, оскільки початкові напруження в циліндрі вищі;
- температура розплаву і тиск в реакторі впливають на час відмови корпусу, та не впливають на місце відмови;

В таблиці 1 приводиться зведена інформація щодо основних процесів характерних для внутрішньокорпусних фаз важкої аварії.

Таблиця 1 – Основні фази важкої аварії в межах корпусу реактору та характерні для них визначальні процеси

Фаза	Характерні процеси
Рання фаза	Конвекція теплоносія (рідини)
	Кипіння теплоносія
	Криза теплообміну
	Конвекція пари
	Конденсація пари
	Розігрів активної зони
	Окиснення цирконієвих оболонок та конструктивних елементів активної зони парою
	Генерація водню
Фаза пошкодження елементів активної зони та втрата їх геометрії	Здуття і розрив оболонок твел (пошкодження і зміна геометрії елементів а.з.)
	Евтектичне розчинення. Утворення коріуму
	Зміна конфігурації а.з. внаслідок переміщення розплаву
	Блокування каналів теплоносія стікаючою масою розплаву
	Утворення локальних ван розплаву
	Переміщення розплаву на днище шахти реактору
Взаємодія розплаву з шахтою реактору і вигородкою та їх проплавлення	

Продовження табл. 1.

Фаза	Характерні процеси
Пізня фаза	Надходження і просторовий розподіл розплаву та фрагментів активної зони (дебрису) в нижню камеру змішування
	Взаємодія розплаву з теплоносієм нижньої камери змішування, випаровування води, охолодження розплаву
	Теплообмін в розплаві, пористому дебрисі, внутрішньокорпусних пристроях і корпусі
	Повторне розігрівання
	Утворення багатокомпонентного розплаву
	Стратифікація розплаву
	Конвективний теплообмін в басейні розплаву
	Теплообмін випромінюванням
	Теплове руйнування (плавлення) ВКП і корпусу
Деформація та механічне руйнування корпусу	

Підхід до спряженого моделювання важкої аварії з застосуванням CFD та системного теплогідролічного коду

Вдосконалення моделювання важких аварій потребує як додаткових експериментальних даних, так і розробки нових підходів в розрахункових методах. Одним зі шляхів до зменшення невизначеностей є проведення додаткових аналізів вже наявних результатів досліджень і розробка більш детальних розрахункових засобів моделювання на основі розширеного фізичного аналізу.

Коди обчислювальної гідродинаміки (CFD-коди) призначені для точного моделювання та аналізу складних теплогідролічних та масообмінних процесів з непростою геометрією та багатофазними потоками. Вони надають ефективний інструмент для точного моделювання процесів завдяки їх високому рівню деталізації при реалізації фізичних моделей, хоча й з більш високими обчислювальними затратами. Найбільш відомими CFD-кодами являються CFX та FLUENT від ANSYS Inc. З метою аналізу безпеки АЕС дані програмні засоби зазвичай застосовуються для моделювання та отримання інформації щодо двох- і трьох вимірних полів в окремому обладнанні АЕС чи його локальних частинах.

В аналізі процесу внутрішньокорпусної фази важкої аварії, CFD-коди застосовуються для отримання кореляцій і наближень для інтегральних та деталізованих кодів важких аварій, для їх крос-верифікації, а також для моделювання окремих процесів та фаз важкої аварії. На даний час існують лише часткові характеристики квазі-одновимірних збірок або попередньо сформованих шарів розплаву (RASPLAV, MASCA, PHEBUS-FPT4 та ін. [21]). Розробка та застосування повноцінної CFD-моделі всієї реакторної установки включно з першим та другим контуром та їх допоміжним обладнанням є недоцільною через значні обчислювальні затрати, що являються основним обмеженням використання CFD-кодів для аналізу безпеки АЕС. Однак, на ранній фазі важливу роль відіграють теплогідролічні процеси, якими характеризується аварійний режим. Оскільки теплогідролічна поведінка активної зони дуже чутлива до впливу систем і компонентів РУ, а також зовнішніх подій, таких як дії оператора, то здатність точно прогнозувати загальну теплогідролічну поведінку є одним з істотних факторів, що впливає на моделювання подальших етапів важкої аварії.

Одним з варіантів вирішення описаних проблеми є застосування швидкого в розрахунку системного теплогідролічного коду (СТГ), наприклад RELAP5/Mod 3.2, в якому потік може бути апроксимований з високою точністю одномірною моделлю, та CFD-коду, наприклад CFX, для моделі реактору, де важливий високий рівень деталізації. Це дозволило б моделювати в адекватні терміни такий масштабний та складний процес, як протікання важкої аварії. При цьому спряження CFD-моделі реактору з моделлю СТГ-коду дасть змогу застосовувати накопичений досвід з використання СТГ, а саме:

- використання нодалізаційних схем першого та другого контуру максимально близьких до тих, що розроблені і верифіковані в даних кодах та застосовуються для аналізу безпеки АЕС;
- використання алгоритмів роботи систем нормальної експлуатації та систем безпеки.

Тому, розробка комплексної методики та отримання повноцінної моделі, яка описуватиме весь процес внутрішньореакторної фази важкої аварії з урахуванням системного впливу є актуальним завданням. Виконання даного завдання здійснюється шляхом вирішення наступних підзавдань:

- розробка матриці валідації коду CFX на основі головних феноменів важких аварій;
 - адаптація математичних моделей;
 - розробка інтерфейсу спряження RELAP5 - CFX;
 - розробка параметризованої процедури деградації геометрії корпусу реактора;
 - валідація спряженої моделі на основі експериментальних даних;
 - проведення показових розрахунків,
- що є напрямом подальших досліджень.

Висновки

Проблема моделювання внутрішньореакторної фази важкої аварії є предметом активного вивчення у вітчизняних та зарубіжних дослідженнях. Оскільки процес деградації активної зони може швидко прогресувати та в результаті призвести до виходу розплавленого палива в підреакторний простір, то дослідження, опис та прогнозування великої кількості складних високотемпературних фізичних і хімічних процесів є важливим напрямом в підвищенні загального рівня безпеки АЕС.

В даний час детально вивчені та розроблені чисельні методи моделювання ранньої фази важкої аварії: розігрів активної зони, окиснення цирконієвих оболонок твел в паровому середовищі, деформація, роздуванням та розрив оболонок твел, плавлення та переміщення матеріалів поглинаючих стержнів. Основі невизначеності стосуються евтектичних взаємодій між різними матеріалами активної зони, наприклад, одночасне розчинення UO_2 і ZrO_2 розплавленим металічним цирконієм; окиснення внутрішньої частини оболонки твел після її розриву; окиснення V_4C_5 , що може значно впливати на генерацію водню та інших горючих газів; невизначеність щодо цілісності оксидного шару та його стійкості до дії розплавлених матеріалів всередині твел; руйнування паливних елементів, окиснення рідкого коріуму.

В даний час наявна велика експериментальна база даних для розробки та перевірки моделей розрахункових кодів. Також в останні десятиліття була розроблена досить велика кількість інтегральних розрахункових кодів, які дозволяють змоделювати всі основні фази та процеси важкої аварії.

Однак, застосування CFD-коду у спряженні з системним теплогідравлічним кодом дозволить більш точно та якісно змоделювати всі процеси та явища, що виникають при важкій аварії, а також явно змоделювати форму коріуму, передати величину і розподіл теплових потоків на корпус реактору та змоделювати його деградацію шляхом врахування температурної повзучості. Це надасть змогу коректніше визначити час відмови корпусу реактора та обґрунтувати більш ефективні дії персоналу по управлінню важкими аваріями і аварійному реагуванню.

Список використаної літератури

1. Вопросы моделирования тяжелых аварий в корпусных реакторах (обзор) / Скалозубов В. И. та ін. // Ядерна та радіаційна безпека, 2010. № 4 (48). С. 26-34.
2. Analysis of molten pool physico-chemical interactions and interpretation of the Phebus FP tests observations / Veshchunov M. S. and other. // Nuclear Engineering and Design, 2008. № 238 (7). pp. 1728-1742.
3. Баканов В. В. Взаимодействие коріума с корпусом водо-водяного энергетического реактора при тяжелой аварии : дис. на здобуття наук. ступеня канд. техн. наук : 01.04.07 : захист 20.09.2017 / наук. кер. Градобоев А. В. Томск, 2017. 163 с.
4. TMI-2 Analysis Exercise task Group. TMI-2 Analysis Exercise Final Report // NEA/CSNI/R(91). 1992. № 8. p. 662.
5. Nuclear safety in light water reactors: severe accident phenomenology / edit by. Bal Raj Sehgal. St Louis: Elsevier Science, 2011. p. 731.
6. Теплофизика аварий ядерных реакторов: монографія / Ключников А. А. та ін. . Чорнобиль: Інститут проблем безпеки АЕС НАН України, 2012. 528 с.
7. Approaches and tools for severe accident analysis for nuclear power plants. Vienna: International Atomic Energy Agency, 2008. p. 206.
8. Research and development with regard to severe accidents in pressurised water reactors: Summary and outlook. France: Institute for Radiological Protection and Nuclear Safety (IRSN), 2007. p. 217.
9. Clément B. FPT-3 Test Objectives: Document Phébus PF № IP/02/525, IRSN, 2002.
10. Albiol T., Morin S. FPT-3 Test Statement: Document Phébus PF № IP/04/560/1, IRSN, 2004.
11. Dominguez C., Drouan D., Montigny G. BECARRE program: B4C control rod degradation test № 1, ISTEP report, 2011. p. 122.
12. Dominguez C., Drouan D., Montigny G. BECARRE program: B4C control rod degradation test №1.2 and №2, ISTEP report, 2011. p. 134.

13. O. De Luze. Degradation and oxidation of B₄C control rod segments at high temperatures. A review and code interpretation of the BECARRE program // Nuclear Engineering and Design. 2013. № 259. p. 150-165.
14. Oxidation of B₄C by Steam at High Temperatures: New Experiments and Modelling / Steinbrück M. and other. Nuclear Engineering and Design, 2007. p. 161-181.
15. Nuclear power reactor core melt accidents: State of knowledge. France: Institute for Radiological Protection and Nuclear Safety (IRSN), 2015. p. 414.
16. Couturier J., Schwarz M. Current State of Research on Pressurized Water Reactor Safety. France: Institute for Radiological Protection and Nuclear Safety (IRSN), 2018. p. 194.
17. Abalin, S., Gmidoi, I., Semenov, V. The Results and Analysis of the RASPLAV Salt Tests, Proc. RASPLAV Seminar, Garching, Germany, 2000.
18. Seiler J.M., Ikkonen K., Sairanen R. Assessment of reactor vessel integrity. Nuclear Engineering and Design, 2003. p. 21-53.
19. Altstadt E., Hans-Georg Willschütz. Modelling of in-vessel retention after relocation of corium into the lower plenum: evaluation of the temperature field and of the viscoplastic deformation of the vessel wall. Dresden, 2005. p. 101.
20. Recursively coupled thermal and mechanical FEM-analysis of lower plenum creep failure experiments / Willschuetz H. G. and other. // Annals of Nuclear Energy . 2006. № 2 (33). p. 126-148.
21. Dinh T. N. Engineering Sciences Development, Validation and Application of an Effective Convectivity Model for Simulation of Melt Pool Heat Transfer in a Light Water Reactor Lower Head / edit by. KTH. Vietnam: Vietnam Atomic Energy Institute, 2007. p. 125.

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

S. Klevtsov, Cand. Sc. (Eng.), Assoc. Prof., ORCID0000-0003-1405-5048

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

PROBLEMS OF MODELING IN-VESSEL SEVERE ACCIDENT PHASE

The process of a severe accident at a nuclear power plant is characterized by its complexity, versatility and wide relationships. When modeling the in-vessel phase of a severe accident, there are significant uncertainties, primarily related to the movement of materials of the destroyed core to the lower part of the reactor vessel, as well as its subsequent heating and accompanying high-temperature physical processes. A detailed comprehensive study of these processes will allow us to reliably predict the dynamics of a severe accident and correctly determine the time of failure of the reactor vessel and justify more effective actions of personnel in managing severe accidents and emergency response.

The article presents an analysis of the course of a severe accident, identifies and analyzes the main phases of the in-vessel phase of a severe accident. The analysis of processes and phenomena characteristic of these phases is carried out. The main uncertainties that arise when modeling the processes of a severe accident within the reactor vessel are considered. To eliminate/reduce uncertainty, an approach to conjugate severe accident modeling using the ANSYS CFX CFD code and the RELAP5/Mod 3.2 system thermohydraulic code is proposed.

Keywords: core , severe accident, vessel failure, modeling, melt, phenomenology, CFD, CFX, RELAP5.

References

1. V. I. Skalozubov, “Issues of modeling of severe accidents in vessel reactors (review),” Nuclear and Radiation Safety, vol. 48, no 4, pp. 26-34, 2010.
2. M. S. Veshchunov, “Analysis of molten pool physico-chemical interactions and interpretation of the Phebus FP tests observations,” Nuclear Engineering and Design, vol. 238, no 7, pp. 1728-1742, 2008.
3. V. V. Bakanov, “Interaction of corium with the body of a water-moderated power reactor in a severe accident,” Cand. Sc. dissertation, Tomsk, 2017, p.163.
4. “TMI-2 Analysis Exercise task Group. TMI-2 Analysis Exercise Final Report,” NEA/CSNI/R(91), no 8, 1992, p. 662.
5. B. R. Sehgal, “Nuclear safety in light water reactors: severe accident phenomenology,” St Louis: Elsevier Science, 2011, p. 731.
6. A. A. Klyuchnikov, “Thermal physics of nuclear reactor accidents: monograph: monograph / and other,” Chernobyl: Institute of NPP Safety Problems of the National Academy of Sciences of Ukraine, 2012, p. 528.
6. “Approaches and tools for severe accident analysis for nuclear power plants,” Vienna: International Atomic Energy Agency, 2008, p. 206.

7. "Research and development with regard to severe accidents in pressurised water reactors: Summary and outlook,". France: Institute for Radiological Protection and Nuclear Safety (IRSN), 2007, p. 217.
8. B. Clément, "FPT-3 Test Objectives: Document Phébus PF № IP/02/525," IRSN, 2002.
9. T. Albiol, S. Morin, "FPT-3 Test Statement: Document Phébus PF № IP/04/560/1", IRSN, 2004.
10. C. Dominguez, D. Drouan, G. Montigny, "BECARRE program: B4C control rod degradation test № 1," ISTP report, 2011, p. 122.
11. C. Dominguez, D. Drouan, G. Montigny, "BECARRE program: B4C control rod degradation test №1.2 and №2," ISTP report, 2011, p. 134.
12. O. De Luze, "Degradation and oxidation of B4C control rod segments at high temperatures. A review and code interpretation of the BECARRE program," Nuclear Engineering and Design, no 259, pp. 150-165, 2013.
13. M. Steinbrück, "Oxidation of B4C by Steam at High Temperatures: New Experiments and Modelling," Nuclear Engineering and Design, pp. 161-181, 2007.
14. "Nuclear power reactor core melt accidents: State of knowledge," France: Institute for Radiological Protection and Nuclear Safety (IRSN), 2015, p. 414.
15. J. Couturier, M. Schwarz, "Current State of Research on Pressurized Water Reactor Safety," France: Institute for Radiological Protection and Nuclear Safety (IRSN), 2018, p. 194.
16. S. Abalin, I. Gmidoi, V. Semenov, "The Results and Analysis of the RASPLAV Salt Tests," Proc. RASPLAV Seminar, Garching, Germany, 2000.
17. J. Seiler, K. Ikkonen, R. Sairanen, "Assesment of reactor vessel integrity," Nuclear Engineering and Design, 2003, pp. 21-53.
18. E. Altstadt, Hans-Georg Willschütz, "Modelling of in-vessel retention after relocation of corium into the lower plenum: evaluation of the temperature field and of the viscoplastic deformation of the vessel wall," Dresden, 2005, p. 101.
19. H. G. Willschuetz, "Recursively coupled thermal and mechanical FEM-analysis of lower plenum creep failure experiments," Annals of Nuclear Energy, vol. 33, no 2, pp. 126-148, 2006.
20. T. N. Dinh, "Engineering Sciences Development, Validation and Application of an Effective Convectivity Model for Simulation of Melt Pool Heat Transfer in a Light Water Reactor Lower Head," KTH, Vietnam: Vietnam Atomic Energy Institute, 2007, p. 125.

Надійшла 12.10.2021
Received 12.10.2021