

К. О. Сущенко, А. В. Носовський

Інститут проблем безпеки АЕС НАН України, вул. Кірова, 36а, Чорнобиль, 07270, Україна

Стан наукової проблеми щодо дослідження характеристик продуктів взаємодії розплаву ядерного палива з бетоном

Ключові слова:
паливовмісні матеріали,
коріум,
параметри критичності,
ядерна безпека,
об'єкт «Укриття»

Представлено огляд результатів модельних та експериментальних досліджень, присвячених вивченню продуктів взаємодії ядерного палива з конструкційними матеріалами ядерних енергетичних установок. Виділено результати досліджень, найважливіших для забезпечення ядерної безпеки скупчень продуктів взаємодії розплаву ядерного палива з бетоном (ВРБ). Визначено основні проблеми, пов'язані з отриманням даних щодо складу та структури продуктів ВРБ, що утворились на реальних об'єктах протікання важкої запроектованої аварії. Наводяться результати досліджень основних параметрів в умовах відсутності доступу до продуктів ВРБ, локалізованих у зоні проплавлення опорної плити колодязя шахти реактора 4-го енергоблока Чорнобильської АЕС. Актуальність модельних досліджень продуктів ВРБ полягає в необхідності уточнення параметрів фізичної моделі ядерно-небезпечного скупчення (ЯНС) паливовмісних матеріалів для оцінки ймовірності виникнення ефекту «зворотної» критичності в умовах постійного зростання нейтронної активності в підреакторному приміщенні 305/2 після встановлення нового безпечного конфайнмента і припинення доступу води атмосферних опадів в зону локалізації ЯНС.

Вступ

За умов важких запроектованих аварій з втратою теплоносія можливе руйнування, розплавлення активної зони реактора і вихід розплаву палива з конструкційними матеріалами (коріуму) за межі корпусу на бетонну основу шахти реактора. Для таких сценаріїв протікання аварії основним завданням управління є вирішення проблеми локалізації, охолодження й утримання коріуму в межах бетонної основи шахти реактора. При цьому характерною особливістю цієї проблеми є значна невизначеність у розподілі маси ядерного палива в продуктах ВРБ. Аналіз результатів розрахунків та модельних експериментів показує можливі варіанти неорганізованих композицій з критичною масою палива та наявністю води

як рухомої і неконтрольованої компоненти. У таких системах існує ймовірність виникнення самопідтримувальної ланцюгової реакції (СЛР), а значить актуальними є науково-дослідні роботи щодо зниження рівня невизначеності основних параметрів таких потенційно небезпечних розмножувальних систем. Нижче наведено результати світових широкомасштабних розрахунково-експериментальних досліджень процесів утворення коріуму та продуктів ВРБ.

Міжнародні дослідження продуктів взаємодії коріуму з конструкційними матеріалами

Інформаційний пошук та аналіз результатів модельних та експериментальних досліджень, присвячених вивченню процесів високотемпературної

© К. О. Сущенко, А. В. Носовський, 2023

взаємодії ядерного палива з конструкційними матеріалами ядерної енергетичної установки, був проведений на основі більш ніж 30 публікацій і 6 дисертаційних робіт, опублікованих у відкритих джерелах.

З точки зору забезпечення контролю підкритичності паливовмісних матеріалів (ПВМ) за важких за проектних аварій проводяться дослідження ймовірності виникнення СЛР у двох основних випадках: в об'ємі розплаву активної зони (коріуму) на днищі корпусу реактора; в об'ємі скупчень продуктів ВРБ.

Реальні зразки коріуму були отримані під час відбору проб розплаву палива на днищі корпусу реактора після аварії на Три-Майл-Айленд. Елементний склад зразків становив від 70 % урану, 14 % цирконію, 13 % кисню, 3 % металевих включень. Залишкове тепловиділення через 4 год після зупинки реактора оцінювалося на рівні 0,13 Вт/г, через 10 год зменшилося до 0,1 Вт/г. Об'ємна густина зразків становила від 7,45 до 9,4 г/см³, пористість до 30 %. Враховуючи температури плавлення цирконію та UO₂ (1 855 та 2 865 °С відповідно), співвідношення фаз (Zr, U)O₂ та (U, Zr)O₂ у твердому розчині зразків визначає максимальну температуру розплаву 2 600–2 850 °С [1].

За результатами розрахунків та експериментів існує діапазон маси, масового вмісту урану та збагачення по ²³⁵U пошкодженого палива, що створює ризики досягнення критичності в корпусі реактора при охолодженні водою. Наприклад, критична маса палива реактора типу ВВЕР-440 (збагаченого до 4,4 %) близько 60–70 кг урану, що відповідає 70–80 кг палива UO₂. Однак основною умовою досягнення критичності є наявність води як рухомої компоненти ПВМ, яка може бути подана системами безпеки або діями персоналу для утримання коріуму всередині корпусу реактора і для забезпечення його охолодження [2].

У процесі ліквідації запроектних аварій за умов аварійного охолодження водою з нейтронними поглиначами можливість виникнення критичності в корпусі практично виключена. Більш актуальна проблема — ймовірність виникнення СЛР в об'ємі продуктів ВРБ [3].

У таблиці представлено перелік провідних світових наукових центрів, які з початку 1980-х років проводять експериментальні й модельні дослідження в рамках загальної програми з вивчення процесів деградації активної зони реакторів.

Дослідження поведінки розплаву коріуму також проводилися Японським дослідним інститутом атомної енергії (JAERI), Корейським науково-дослідним інститутом атомної енергії (KAERI), Угорським дослідним

інститутом атомної енергії (АЕКІ) і багатьма іншими: CORA, QUENCH; CODEX (АЕКІ/КФКІ); ALPHA/MUSE (JAERI); PHEBUS (IPSN); ПАРАМЕТР (ІБРАЕ).

Перелік організацій та експериментальних установок, де проводилося моделювання окремих процесів важких аварій

Установа	Процеси, що досліджуються	Організація	Країна
VULCANO	Розтікання розплаву та його охолодження	СЕА	Франція
SULTAN	Утримання розплаву в корпусі за допомогою зовнішнього охолодження	СЕА	Франція
ACE	Взаємодія розплавлених матеріалів активної зони з бетоном шахти реактора	ANL	США
BETA	Взаємодія розплавлених матеріалів активної зони з бетоном шахти реактора	FZK	Німеччина
ЛАВА	Взаємодія розплаву коріуму з теплоносієм і бетоном шахти реактора	ІАЕ НЯЦ РК	Казахстан
РАСС-ПЛАВ	Взаємодія розплаву коріуму з бетоном шахти реактора	РНЦ КІ	Росія
MASCA	Термічний вплив басейну розплавлених матеріалів на корпус реактора	РНЦ КІ	Росія

Найбільш серйозними проблемами, що виникають у процесі важкої аварії, є [4, 5]: розтікання розплаву по підлозі конфайнмента; ступінь абляції бетону внаслідок його прямого контакту з високотемпературним розплавом коріуму; охолодження розплаву (і часток палива після їхнього затвердіння в результаті охолодження розплаву водою); стабілізація і припинення аварії; забезпечення систем вентиляції (фільтрації).

Пасивні системи захисту, направлені на вирішення цих проблем, були розглянуті в статті [6]. Процеси в паливному розплаві за умов важкої аварії реактора управляються за допомогою так званих жертвних матеріалів (ЖМ), що використовуються в пристроях локалізації розплаву (ПЛР).

Взаємодія ЖМ з коріумом досліджувалася в роботі [7]. За своїм складом ЖМ багато в чому схожі з матеріалами серпентинітової засипки плити нижньої основи реактора (схеми «ОР») типу РБМК-1000, однак існують суттєві відмінності в хімічному складі, які в кінцевому підсумку й визначають умови локалізації та подальшого охолодження розплавленого коріуму. Оптимальний склад ЖМ для утримання розплаву в ПЛР досягається на стадії проектування шляхом математичного моделювання умов важкої аварії з розплавленням активної зони, проплавленням корпусу реактора і виходом коріуму в бетонний захисний корпус реактора.

Моделльні експерименти динамічного процесу взаємодії коріуму із ЖМ та утворення ванни розплаву з гарантованим відведенням тепла проводилися в роботі [8]. У ній були показані ефективні заходи запобігання вибухової концентрації водню на реакторах, основним джерелом якої на внутрішньокорпусній стадії аварії є пароцирконієва і паросталева реакції, що виникають унаслідок взаємодії елементів (фрагментів) активної зони і внутрішньокорпусних пристроїв з теплоносієм. Також було визначено, що параметри інверсії розплавів оксидного і сталевих коріуму у ванні розплаву та їхня структура (пошарова) визначаються кількістю ЖМ і його розміщенням відносно до первинних потоків коріуму в ПЛР із пошкодженого корпусу реактора. Також це визначає рівень залишкових енерговиділень у нижній частині теплообмінника і необхідний запас (за часом) до кризи на всій поверхні теплообмінника. Енергія, що виділяється під час реакції взаємодії недоокисленого оксидного коріуму із ЖМ, не веде до значного перегріву розплаву, а в основному витрачається на підтримання самої реакції.

У роботі [9] були представлені: методичні питання й рішення щодо вибору ЖМ при конструюванні ПЛР для ВВЕР; методика розрахунку екстракції урану і цирконію з розплаву субокисленого коріуму розплавом сталі. Також розглядалися теоретичні положення про взаємодію розплаву оксидів і сталі, що містять недоокислений цирконій, з окремими ЖМ і питання оцінки підкритичності розплаву в процесі й після взаємодії з бетоном.

У роботі [10] були сформовані уявлення про структуру, що утворилася в результаті взаємодії коріуму із ЖМ. Так, після зливу розплавленого коріуму в бетонну пастку, заповнену ЖМ, ЖМ плавиться, і його розплав перемішується з оксидними компонентами коріуму. У результаті щільність суміші оксидних компонент зменшується. Відбувається інвер-

сія зі стратифікацією шарів розплаву: якщо спочатку розплав металів (сталі й цирконію) розташовується на поверхні басейну, то після інверсії розплавлені метали опиняються внизу, під шаром оксидних компонент коріуму. Також у роботі представлено приклад моделі теплової взаємодії коріуму з крупнопористим наповнювачем бетону. Модель передбачає визначення розподілу потоків тепла й нестационарних профілів температури взаємодіючих компонентів коріуму та наповнювача аж до формування інверсно стратифікованого басейну розплаву.

Проведені дослідження щодо взаємодії ЖМ з коріумом дали змогу розробити і впровадити нові технічні рішення в проектуванні й спорудженні АЕС, що дозволяє підвищити їхню ядерну безпеку та надійність експлуатації. Такі рішення знайшли своє місце на реакторних установках «нового покоління», у проект яких уведено низку додаткових систем безпеки. Серед них система для локалізації розплаву в разі запланованої аварії, яка являє собою контейнер, заповнений спеціальним ЖМ.

Питання ядерної безпеки та підкритичності коріуму в умовах потрапляння в ПЛР були досліджені в статті [11]. Була отримана залежність ефективного коефіцієнта розмноження (K_{eff}) нейтронів від маси ЖМ та його типу. В якості коріуму, що потрапляє у ПЛР, було прийняте свіже паливо на основі UO_2 . Взаємодію розплаву активної зони з матеріалами реакторної установки в проблемі важкої аварії ВВЕР було розглянуто в роботі [12].

Результати досліджень структури продуктів ВРБ

Розрахунково-експериментальні дослідження [13] (рис. 1) показали, що в разі взаємодії коріуму з бетоном формується проміжний шар зруйнованого бетону. На межі коріуму та зруйнованого бетону знаходиться керамічна кірка, яка дозволяє утримувати воду в розмножувальній системі. На рис. 2 показано перерізи результатів експериментів на початковій (СОМЕТ L2) та заключній (СОМЕТ L3) стадіях взаємодії коріуму з бетоном [14]. На рис. 3 показано розподіл продуктів ВРБ [15]. Експериментальні роботи також указують на розшарування структури, присутність практично водонепроникної кірки по фронту взаємодії, а також шару термічно зруйнованого бетону. Такі модельні уявлення про двошарову структуру скупчення, що утворилася в зоні проплавлення плити шахти реактора, як і можливість розшарування розплаву в процесі взаємодії коріуму з бетоном, під-

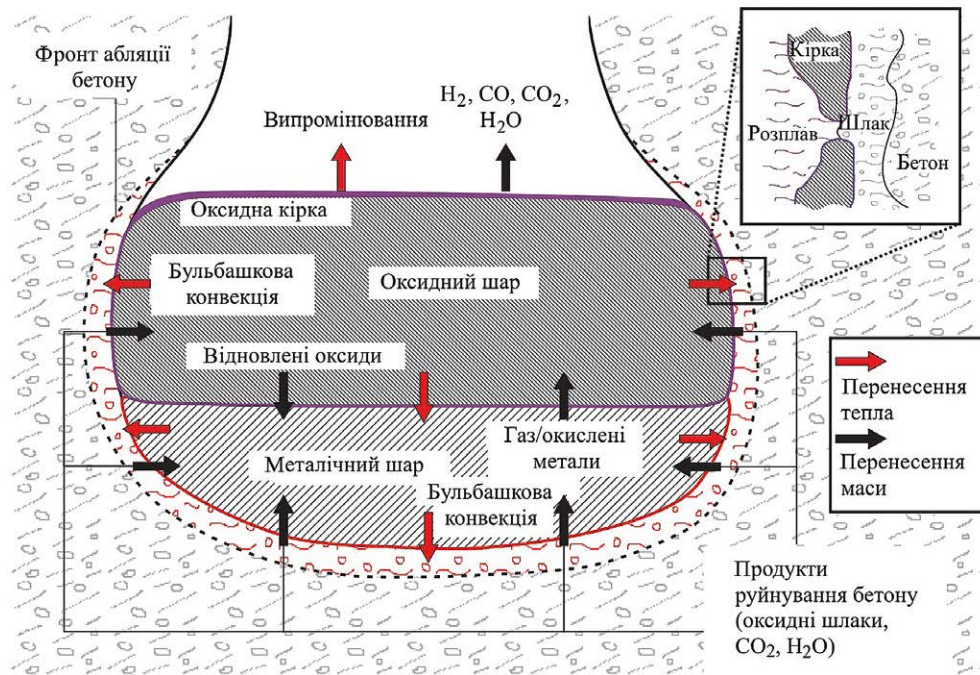


Рис. 1. Схема формування багатшарової структури матеріального середовища ПВМ, що утворюються в результаті взаємодії коріуму з бетоном (моделювання за допомогою інтегрального коду ASTEC)

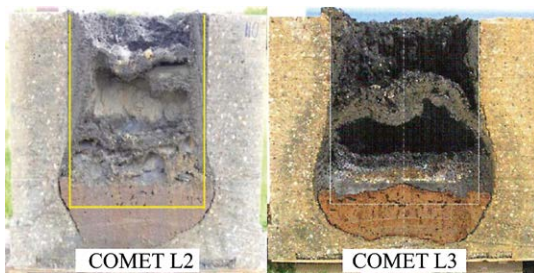


Рис. 2. Переріз продуктів ВРБ (експерименти COMET L2 та L3)



Рис. 3. Результати експериментів VULCANO з дослідження продуктів ВРБ (ЛПВМ — лавоподібні ПВМ)

тверджуються результатами експериментів, проведених у рамках міжнародного проекту CORPHAD.2 [15].

За результатами аналізу науково-дослідних робіт також з'ясовано, що на сьогодні можливі варіанти складу та структури продуктів взаємодії коріуму з бетоном є недостатньо вивченими, відповідно неможливо достовірно оцінити ризики (імовірності виникнення СЛР) в об'ємі утворених ПВМ. Цю проблему можна вирішити шляхом виконання додаткових експериментальних та розрахункових досліджень, однак при цьому існують складності.

1. Коректність будь-якої комп'ютерної моделі залежить від сценарію розвитку запроектої аварії (який залежить від дій персоналу, кількості та порядку відмов обладнання), усі можливі комбінації яких не вивчені.

2. Проблема експериментальних досліджень полягає в тому, що під час проведення їх отримується недостатня кількість продуктів ВРБ (максимум сотні кілограмів). Не можна вважати, що їхній склад та структура повністю відповідає скупченню ПВМ, утвореним під час повномасштабної аварії, у результаті якої утворюватимуться тонни таких матеріалів. Реальні умови протікання важкої запроектої аварії відрізняються від модельних експериментів, їхні масштаби на кілька порядків більше, що вносить додаткову невизначеність при формуванні фізичної моделі скупчення ПВМ.

Ці дві проблеми вирішуються натурними дослідженнями продуктів ВРБ, що утворилися на реальних об'єктах протікання важкої запроектої аварії. Лише після отримання результатів аналізу реальних ПВМ,

вилучених із пошкоджених енергоблоків АЕС (на яких відбулася важка запроектна аварія), можна буде отримати дані щодо складу та структури продуктів ВРБ, що дасть змогу виконати валідацію розроблених моделей та запропонованих алгоритмів розрахунків.

На сьогодні продукти ВРБ існують тільки всередині об'єкта «Укриття» і нового безпечного конфайнмента (НБК), а також на АЕС «Фукусіма-Даїчі». Враховуючи постійне зростання нейтронної активності продуктів ВРБ у зоні проплавлення опорної плити (ОП) колодязя шахти реактора 4-го енергоблока Чорнобильської АЕС після встановлення НБК, для повномасштабної оцінки основних параметрів реальних продуктів ВРБ найбільший інтерес становлять дослідження ПВМ, локалізованих усередині об'єкта «Укриття» [16].

Дослідження нейтронно-фізичних параметрів продуктів ВРБ на 4-му енергоблоці Чорнобильської АЕС

Після аварії на Чорнобильській АЕС, у міру накопичення інформації про ПВМ, проводилися роботи з розрахункових оцінок ядерної безпеки об'єкта «Укриття». Перші розрахунки були виконані Курчатовським інститутом ще в травні 1986 р., потім стали залучатися все більш складні програми для моделювання переносу нейтронів з використанням методу Монте-Карло: WIMS, КРАБ-1, РИТМ, КРАТЕР, MCNP та ін. У період 1986–1996 рр. був виконаний величезний обсяг розрахункових й експериментальних досліджень скупчень ПВМ. Цю роботу виконували чотири інститути: Інститут ім. Курчатова в Москві, Фізико-енергетичний інститут в Обнінську (ДНЦ РФ ФЕІ), Академічний інститут ядерної фізики в Мінську і німецький Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) gGmbH в Гамбурзі.

Згідно з результатами дослідження ядерного палива (ЯП) з вигорянням від 7,5 до 14,7 МВт · добу/кг урану проводилися розрахунки (у 69 групах в області енергій від 0 до 10 МеВ) для нескінченних гомогенних сумішей (за оптимальної концентрації води і без відбивача) у програмі WIMS. За результатами розрахунків при масовій частці ЯП від 42 до 55 % діапазон радіуса, при якому забезпечується критичність, дорівнює від 1,17 до 2,32 м. Також отримано дані для сферичної геометрії суміші типу «лава + фрагменти активної зони + вода» з відбивачем з бетону. Радіус становить від 36,5 до 145 см при масі UO_2 від 0,8 до 11 т. При збагаченні палива в 2 % по ^{235}U (паливо з ма-

лим вигорянням) радіуси критичних сфер зменшуються вдвічі [17].

Оціночні розрахунки для гетерогенної композиції (яка складається з паливних таблеток, ЛПВМ і води в геометрії рівновеликого циліндра з бетонним відбивачем товщиною 50 см) виконані також у ДНЦ РФ ФЕІ [18]. Як програмний засіб використано попередньо верифікований комплекс РЕДУТ. Діапазон критичного радіуса для композицій з об'ємною часткою води від 15 до 60 % дорівнює від 50 до 137 см. Результати розрахунків [19] сферичних композицій, які включають свіже паливо, показують, що критичний радіус за об'ємного вмісту води від 30 до 50 % становить усього від 0,35 до 0,4 м.

Згідно з розрахунковими даними [17, 20–22], заливання водою може призвести до виникнення СЛР у наступних гіпотетичних скупченнях ПВМ (геометрія яких дозволяє вписати їх у підреакторне приміщення 305/2 відповідно до наявних даних):

гетерогенна структура (ЛПВМ + фрагменти активної зони + вода) за великих концентрацій води;

гомогенна композиція (свіже паливо + графіт + вода), яка може стати критичною для складу з об'ємними частками 20 % UO_2 , 40 % H_2O , 40 % вуглецю і мінімальним діаметром $D_{\text{кр}} = 0,93$ м;

гомогенна композиція (свіже паливо + вода), яка може стати критичною для складу з об'ємними частками 30 % UO_2 , 70 % H_2O і мінімальним діаметром $D_{\text{кр}} = 0,69$ м;

гомогенна композиція (паливо з вигорянням 5,4 МВт · добу/кг урану + вода), яка може стати критичною для складу з об'ємними частками 30 % UO_2 , 70 % H_2O і мінімальним діаметром $D_{\text{кр}} = 0,98$ м.

За результатами розрахунків [23] у приміщенні 305/2 ядерну небезпеку можуть становити кілька варіантів композицій. Але найбільш небезпечними є гетерогенні композиції, до складу яких входить ЯП і вода. Особлива увага приділялася гетерогенним системам зі структурою «ЛПВМ + фрагменти активної зони + вода». Раніше така структура вважалась найбільш наближеною до реальності в приміщенні 305/2. Її досліджували в низці робіт, наприклад у [24, 25].

Відомо, що $K_{\text{эф}}$ для ЯНС ПВМ залежить від маси і масового вмісту урану, елементного складу суміші, геометричних розмірів, відбивачів, температури, концентрації води як рухомої компоненти. Однак одним з найважливіших параметрів є масовий вміст матеріалів, що діляться (МД). Усі вищенаведені розрахунки проводилися тільки для ПВМ з масовим вмістом палива 5÷15 %, оскільки тоді (до початку 2000-х років)

не передбачалася наявність скупчень ПВМ з великим вмістом палива (ще не були виявлені приховані ЯНС з підвищеним масовим вмістом урану більш ніж 40% і не було сценарію утворення таких скупчень).

На початку 2000-х років були проведені додаткові розрахунки, що враховували нові експериментальні дані (зокрема, більш високу концентрацію МД, від якої сильно залежить можливість виникнення СЛР). Розрахунки нейтронно-фізичних параметрів гомогенних сумішей ПВМ при зволоженні дали змогу дати оцінку діапазону параметрів палива, за яких можливе виникнення СЛР у процесі надходження води. При вигорянні палива $11,5 \div 12,5$ МВт·добу/кг урану критична маса розмножувального середовища ПВМ повинна становити $15 \div 30$ т з масовою часткою урану $45 \div 60$ % і вологемністю не менше 40 % за об'ємом (рис. 4) [17].

Для коректного дослідження розподілу щільності потоку нейтронів (ЩПН) у скупченні ПВМ з підвищеною концентрацією МД були використані можливості багатофункціональної програми вирішення завдань перенесення нейтронів у тривимірних матеріальних системах методом Монте-Карло (MCNP). Була побудована фізична модель локалізації ЯНС ПВМ у зоні проплавлення ОП у підреакторному приміщенні 305/2. Весь об'єм ПВМ був розбитий на однорідні матеріальні комірки з основою 2×2 м і висотою, яка визначається поперечним перерізом профілю ЛПВМ. Для кожної з 84 комірок визначалися обсяг, елементний склад і масова частка хімічних елементів, густина і вміст урану. Просторовий розподіл внутрішніх джерел нейтронів вибирався рівномірно по всьому об'єму ПВМ, і їхня активність бралася в діапазоні від 4–15 нейтрон/(с · г) урану. В енергетичному

спектрі внутрішніх джерел враховувався рівномірно розподілений внесок від нейтронів спонтанного поділу ^{244}Cm , $^{240,242}\text{Pu}$ і нейтронів від (α, n) -реакції при розпаді ^{241}Am на легких ядрах домішок. Результати розрахунків були одного порядку зі значеннями експериментальних вимірювань ЩПН [26].

Наступна версія розрахункової моделі вже охоплювала весь об'єм приміщень 305/2 і 304/3 і складалася з тришарової структури з матеріальними комірками з основами 1×1 м. Така структура дала змогу виконати модель з урахуванням стін, перекриттів і вільних просторів, а також розмістити в ній масив зони ЯНС і визначити її мінімальні параметри критичності, такі як маса, геометрія, об'ємні відношення води і палива [27]. Було виконано розрахунок нейтронного поля для скупчень ПВМ південної частини підреакторного приміщення 305/2 4-го зруйнованого блока Чорнобильської АЕС. Обчислення проводилися на основі програмних кодів SCALE-4.4A і MCNP-4C.

Для попередніх оцінок інформаційних параметрів реальних геометрій була побудована тривимірна графічна модель південно-східного й південно-західного квадранта приміщення 305/2. У модель були внесені об'ємні зображення свердловин, що використовуються для встановлення нейтронних детекторів. Була здійснена можливість розміщення та переміщення детекторів й умовного ЯНС. Для різних цілей досліджень побудовані моделі також надавали такі можливості:

відтворювати реальну геометрію спостереження зі збереженням усіх масштабів розміщення детекторів щодо ЯНС у районах «пролому» і клапана;

моделювати й розраховувати очікуване ослаблення відгуків детекторів на нейтронну активність

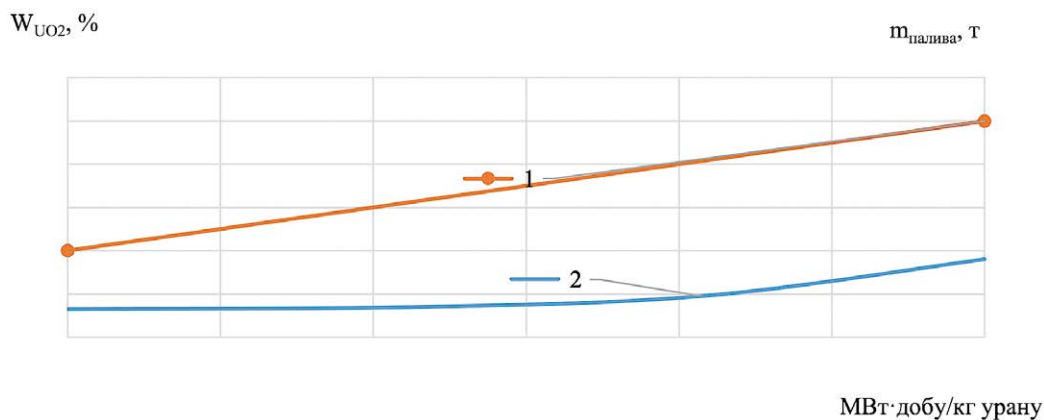


Рис. 4. Залежність від вигоряння масової частки палива $W_{\text{UO}_2}, \%$ у нескінченній геометрії (1) і маси палива $m_p, \text{т}$ у критичній композиції (2)

ЯНС з урахуванням віддалення їх від джерела й поглинаючих властивостей середовища на межі розділу «джерело — приймач»;

змінювати й коригувати геометрію спостереження при переміщенні детекторів уздовж стовбура свердловин з метою оцінки їхньої чутливості;

визначати розташування умовного центру ЯНС за допомогою зіставлення розрахункових і експериментальних даних, отриманих за результатами зондування свердловин;

виділяти й оцінювати складову нейтронного фону для кожного детектора.

Під час побудови моделі використовувалася система автоматизованого проектування AutoCAD2000. Рисунки зрізів виконані за допомогою функції рендерингу тривимірних тіл AutoCAD2000. Остаточне доведення й оформлення рисунків здійснювалося в програмі Corel Draw 10. Наочність об'ємного зображення досягалася можливістю задавати різні рівні прозорості елементів моделі й виділяти тим самим основні деталі.

Результати досліджень нейтронно-фізичних характеристик виявлених скупчень ПВМ у приміщеннях об'єкта «Укриття» увійшли до звітів Інституту проблем безпеки АЕС Національної академії наук України [28, 29]. Показано, що всі скупчення ПВМ, що локалізовані всередині об'єкта «Укриття», є ядерно безпечними (у них неможливе виникнення СЛР), окрім ЯНС у приміщенні 305/2. ЯНС являє собою водо-уранову систему з низькозбагаченим паливом.

Результати оцінки маси палива в зоні проплавлення бетону ОП за теплотричними вимірюваннями, а також визначення (по забоях дослідницьких свердловин) його геометрії дозволяють стверджувати, що в обмеженому об'ємі знаходиться 18–20 т палива [28].

Специфікою розмножувальних систем з низькозбагаченим паливом є існування двох значень критичності. У червні 1990 р. під час надходження води в ЯНС, що остигає, мала місце повторна критичність (холодний критичний інцидент) [30, 31, 32, 33]. Самогасіння СЛР відбулося за рахунок перезволоження розмножувального середовища (рис. 5) [28]. До встановлення НБК ЯНС (листопад 2016 р.) перебувало в перезволоженому стані (за другим значенням критичності) за рахунок надходження атмосферних опадів у зону локалізації ЯНС. Вода була стабілізуючим фактором. Після встановлення НБК і припинення доступу води в зону локалізації ЯНС спостерігається постійне зростання нейтронної активності, що може бути пов'язане лише з процесами втрати води пористим розмножувальним середовищем ЯНС. Зменшення концентрації води в розмножувальному середовищі може призвести до «зворотної» критичності.

Подальша оцінка [32, 34, 35] нейтронно-фізичних характеристик цього скупчення ПВМ була проведена на основі розрахункового моделювання різноманітних версій критичних композицій. Масові і геометричні параметри цих збірок максимально відповідають реальним умовам існування критичної композиції, зокрема геометрії розміщення, об'єму

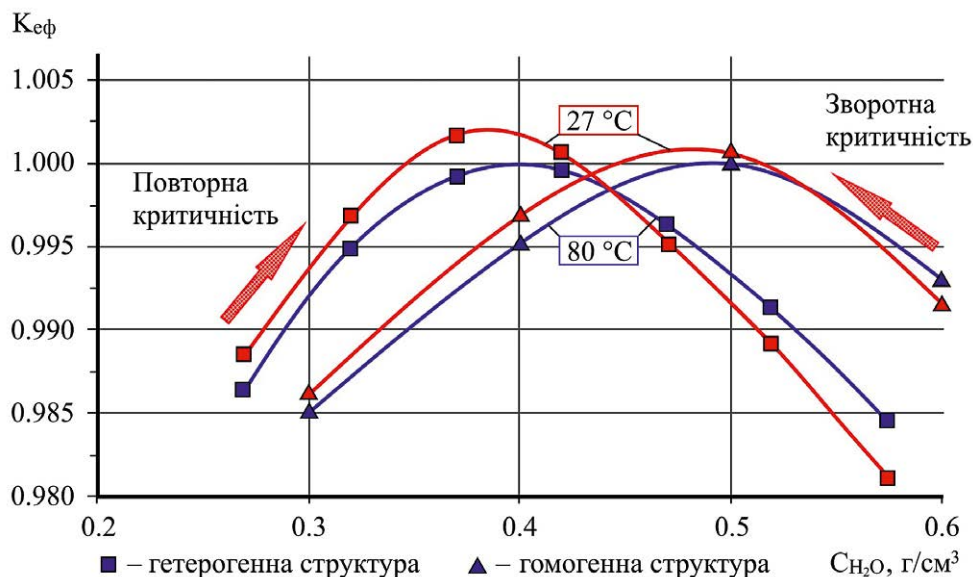


Рис. 5. Розрахункові залежності K_{eff} від концентрації води в розмножувальному середовищі ЯНС з урахуванням температури та гетерогенності структури

і структурі середовища наповнення зони проплавлення ОП. Розрахунки K_{ef} проводилися в програмному коді MCNP-4A. При цьому модельні розрахунки проводилися для гомогенної та гетерогенної структур розмножувального середовища з доступною для води пористістю до 60 % від загального об'єму ЯНС. Передбачається, що в реальності гетерогенна структура скупчення забезпечує наявність широкого спектра макропор, доступних для заповнення водою через нескінченний кластер мікротріщин і порових каналів (через мікропори реалізується система макропор, яку утворюють газові порожнечі). Така гетерогенна структура моделювалася у вигляді регулярної просторової решітки з комірками кубічної форми. У цій решітці комірки в шаховому порядку були заповнені гомогенною сумішшю силікатного розчину палива і на 4 % заповнені водою (за рахунок доступної мікропористості). Об'ємна частка води в порожніх комірках (що моделюють доступну для води пористість) одночасно й рівномірно варіювалася від нуля до повного заповнення всієї пористості, що моделювало процес зволоження ЯНС. Розмір газових пустот оцінювався значеннями до 5 см у діаметрі.

Розрахунки величини K_{ef} були виконані при варіації значень таких параметрів збірки: масової частки ЯП в ЯНС; збагачення (з урахуванням напруцювання ^{239}Pu) по ^{235}U від 1,15 % (що відповідало середньому експериментально отриманому значенню вигорання 12,5 МВт · добу/кг урану) до 1,4 %; геометрії і об'єму моделі; частки пустот в об'ємі моделі (до 60 % від загального об'єму), що доступні для заповнення водою і визначають об'ємний вміст води; кроку регулярної решітки; температури розмножувального середовища; елементного складу; структури збірки і відбивачів.

За результатами проведених розрахунків було отримано діапазон основних параметрів моделі ЯНС, що забезпечують наявність двох значень критичності в процесі надходження води в розмножувальне середовище і не протирічать доступним експериментальним даним [16].

Уточнюючі дослідження щодо матеріального складу та структури ЯНС

У літературі пропонується два основних варіанти утворення ЛПВМ. Перший — як результат взаємодії уран-цирконієвої евтектики та силікатвмісних матеріалів [36]. Другий — розчинення фрагментів активної зони у силікатному розплаві з утворенням

кремній-цирконієвого розплаву з наступним розчиненням в ньому оксидів урану [37, 38].

Враховуючи неможливість утворення ЯНС за рахунок домішування палива в силікатну матрицю (оскільки під час домішування концентрація урану досягає не більше, ніж 15 % [39, 40]), було запропоновано концептуальну модель «доменної» версії процесів на заключній стадії аварії. Утворення ЯНС і чорних ЛПВМ розглядається як результат двох взаємопов'язаних процесів: процесу взаємодії розплаву палива (коріуму) з бетоном (ВРБ) і процесу плавлення фрагментів активної зони, аналогічного процесу плавлення шихти в металургійній печі — домні [41]. Ця модель дозволила більш повно звести матеріально-енергетичний баланс процесів на заключній стадії аварії 4-го блока Чорнобильської АЕС [42]. У результаті було отримано елементний склад ЯНС ПВМ та чорних ЛПВМ [43], який значно відрізняється від хімічного складу, отриманого під час домішування паливних таблеток в уран-силікатну матрицю, що використовувався в усіх розрахунках нейтронно-фізичних характеристик ЯНС до 2015 р. Зокрема, отримано значне збільшення вмісту цирконію та зменшення концентрації кремнію, що значно вплине як на нейтронно-фізичні характеристики моделі ЯНС, так і на параметри, необхідні для досягнення критичності. Таким чином, враховуючи зростання ЩПН, що реєструється в приміщенні 305/2, і припускаючи можливість виникнення «зворотної» критичності (див. рис. 5) в ЯНС, необхідно переглянути сценарій аварійних процесів з утворенням коріуму та продуктів ВРБ, а також розрахунки нейтронно-фізичних характеристик [39], сформувані та дослідити уран-цирконієву фізичну модель ЯНС. Це дасть змогу оцінити ризики виникнення «зворотної» критичності, а в разі наближення до аварійних значень підкритичності завчасно вжити заходів щодо придушення СЛР.

Висновки

1. Продукти ВРБ мають такі характеристики: розшарування структури; наявність пористості, доступної для заповнення водою; присутність водонепроникної кірки по фронту взаємодії розплаву палива з бетоном і шару термічно зруйнованого бетону, що дозволяє утримувати воду в цій розмножувальній системі.

2. Основними проблемами під час дослідження нейтронно-фізичних характеристик продуктів ВРБ є:

висока невизначеність результатів розрахунків на основі комп'ютерних моделей через недостатню вивченість можливих комбінацій факторів та сценаріїв розвитку запроектої аварії; при експериментальних дослідженнях отримується недостатня кількість продуктів ВРБ, щоб стверджувати, що їхній склад та структура повністю відповідає ПВМ, утвореним при повномасштабній аварії.

3. Ці наукові проблеми вирішуються лише натурними дослідженнями продуктів ВРБ, що утворилися на реальних об'єктах протікання важкої запроектої аварії, після чого можна буде отримати дані щодо складу та структури продуктів ВРБ. Це дасть змогу оцінити реальні ризики та виконати надійну валідацію розроблених моделей та запропонованих алгоритмів розрахунків. Представлено результати досліджень основних параметрів цих ПВМ, отриманих в умовах відсутності прямого доступу до скупчення.

4. Враховуючи зростання нейтронної активності в південно-східній частині приміщення 305/2 та допускаючи можливість виникнення «зворотної» критичності в розмножувальному середовищі ЯНС, необхідно переглянути розрахунки нейтронно-фізичних характеристик ЯНС, сформувані і дослідити нову уран-цирконієву фізичну модель ЯНС як продукту взаємодії коріуму з бетоном ОП.

Список використаної літератури

1. Akers D. W. Examination of relocated fuel debris adjacent to the lower head of the TMI-2 reactor vessel / D. W. Akers, S. M. Jensen, B. K. Schuetz // Washington, DC : Nuclear Regulatory Commission. — 1994. — doi.org/10.2172/10140801.
2. Артамонов Н. В. Изменение размножающих свойств реактора типа ВВЭР-1000 при прохождении запроектовой аварии с расплавлением активной зоны / Н. В. Артамонов, А. С. Сидоров // ВАНТ (Серия «Обеспечение безопасности АЭС»). — 2012. — № 31. — С. 102–111.
3. Bilodid I. Analysis of fuel criticality during severe accidents / I. Bilodid, J. Duspiva // Nuclear and Radiation Safety. — 2015. — № 4 (68). — С. 3–8.
4. Sehgal B. R. Accomplishments and challenges of the severe accident research / B. R. Sehgal // Nuclear Engineering and Design. — 2001. — № 210. — P. 79–94.
5. Казачков И. В. Современное состояние и некоторые проблемы моделирования тяжелых аварий на зарубезных АЭС / И. В. Казачков // Ядерная и радиационная безопасность. — 2003. — № 1. — С. 25–34.
6. Казачков И. В. Проблема охлаждения расплава кориума в контейнменте в пассивных системах защиты от тяжелых аварий. Часть 1 / И. В. Казачков // Ядерная и радиационная безопасность. — 2009. — № 1. — С. 34–41.
7. Бешта С. В. Высокотемпературные процессы с расплавами кориума в проблеме безопасности АЭС с ВВЭР: дис. ... д-ра техн. наук: 05.14.03 / С. В. Бешта. — Санкт-Петербург, 2004. — 462 с.
8. Безлепкин В. В. Разработка проблемно-ориентированных подходов к обеспечению безопасности новых проектов АЭС с ВВЭР: дис. ... д-ра техн. наук: 05.14.03 / В. В. Безлепкин. — Санкт-Петербург, 2003. — 381 с.
9. Сидоров А. С. Локализация и охлаждение кориума в запроектовой аварии водо-водяного энергетического реактора при разрушении активной зоны: дис. ... канд. техн. наук: 05.14.03 / А. С. Сидоров. — Москва, 2004. — 160 с.
10. Чинь Кьонг. Разработка методики расчета теплообмена в задаче локализации расплава активной зоны ВВЭР в подреакторной ловушке при тяжелой аварии на АЭС: дис. ... канд. техн. наук: 05.14.03 / Чинь Кьонг. — Москва, 2001. — 148 с.
11. Артамонов Н. В. Обоснование ядерной безопасности устройства локализации расплава для АЭС с реакторами типа ВВЭР / Н. В. Артамонов, А. С. Сидоров // Ядерная энергетика. — 2012. — № 3. — С. 23–31.
12. Жданов В. С. Взаимодействие расплава активной зоны с материалами реакторной установки в проблеме тяжелой аварии ВВЭР: дис. ... канд. техн. наук: 05.14.03 / В. С. Жданов. — Санкт-Петербург, 2008. — 162 с.
13. Assessment and development of molten corium concrete interaction models for the integral code ASTEC / C. Spengler, H. Allelein, M. Cranga [et al.]. // Forum Eurosafe Bruxelles (BELGIQUE) (November 7–8, 2005). — 2005. — P. 169–189.
14. The COMET-L3 experiment on long-term melt-concrete interaction and cooling by surface flooding [Електронний ресурс] / A. Miassoedov, H. Alsmeyer, T. Cron, J. Foit // Nuclear Engineering and Design. — 2010. — Vol. 240, no. 2. — P. 258–265. — doi.org/10.1016/j.nucengdes.2008.12.005.
15. NEA/CSNI/R(2016)15. State-of-the-art report on molten corium concrete interaction and ex-vessel molten core coolability / NEA. — 2017. — Paris: OECD Publishing. — 365 p. — Available at: https://www.oecd-nea.org/jcms/pl_19746/state-of-the-art-report-on-molten-corium-concrete-interaction-and-ex-vessel-molten-core-coolability?details=true.
16. Высотский Е. Д. Экспертная оценка текущего уровня подкритичности скоплений топливосодержащих материалов в объекте «Укрытие» после установки нового

- безопасного конфейнмента / Е. Д. Высотский, К. А. Сущенко, Р. Л. Годун // Ядерна енергетика та довкілля. — 2020. — № 1 (16). — С. 49–56.
17. Техническое обоснование ядерной безопасности объекта «Укрытие» (ТОЯБ) // ИАЭ им. И. В. Курчатова. — Москва, 1990. — 130 с. — (Арх. МНТЦ «Укрытие» № 1605).
 18. Разработка сценария и методики оценки последствий СЦР при обращении с ТСМ и попадании воды. Техническая справка, исх. № 29–28/33 от 27.06.96. — Обнинск : ФЭИ, 1996. — 22 с.
 19. Анализ ядерной безопасности объекта «Укрытие» // Отчет / ИЯЭ АН БССР. — Инв. № 1449. — Минск, 1990. — 80 с.
 20. Анализ текущей безопасности объекта «Укрытие» и прогнозные оценки развития ситуации // Отчет МНТЦ. — Арх. № 1032-ОУ. — Чернобыль, 1996. — 272 с.
 21. Отчет о состоянии безопасности объекта «Укрытие». — ЧАЭС, 2002. — 194 с.
 22. Pavlovych V. M. Nuclear fuel in the destroyed 4th Unit of Chernobyl NPP / V. M. Pavlovych // Recent Research Activities about the Chernobyl NPP Accident in Belarus, Ukraine and Russia / V. M. Pavlovych. — Osaka : Research Reactor Institute, Kyoto University, 2002. — P. 45–58.
 23. Разработка методик и способов контроля состояния подкритичности топливосодержащих материалов, экспериментальное исследование эффективности критериев раннего обнаружения и технологии локального подавления подкритических аномалий (Отчет о НИР) / ИПБ АЭС НАН Украины; рук. А. А. Боровой. — Чернобыль, 2001.
 24. Анализ и оценка «Технического обоснования ядерной безопасности объекта «Укрытие». Поведение критичности ТСМ на объекте «Укрытие» / Б. Гмаль, Е. Ф. Мозер, Г. Претш, У. Кваде // Отчет GRS по проекту SR-2075/8–1, рабочий пункт 1, GRS-A-2414. — 1997. — 44 с.
 25. Некоторые вопросы ядерной безопасности объекта «Укрытие» / О. Я. Верцимаха, В. Н. Павлович, В. А. Бабенко [та ін.] // Ядерная и радиационная безопасность. — 1998. — Т. 1, вып. 2. — С. 52–67.
 26. Модель распределения плотности потока нейтронов в объеме топливосодержащих материалов помещения 305/2 объекта «Укрытие» / В. Н. Павлович, В. А. Бабенко, Е. Д. Высотский [та ін.] // Проблемы безопасности атомных электростанций і Чернобиля. — 2005. — Вип. 2. — С. 55–60.
 27. Моделирование массовых и геометрических параметров скопления топливосодержащих материалов в юго-восточной части помещения 305/2 разрушенно-го 4-го блока ЧАЭС / В. А. Бабенко, Е. Д. Высотский, А. А. Ключников [та ін.] // Проблемы безопасности атомных электростанций і Чернобиля. — 2008. — Вип. 9. — С. 36–43.
 28. Исследование ядерно-физических параметров и разработка методов и способов контроля и управления подкритичностью в зонах критмассового риска // Отчет о НИР (заключ.) / ИПБ АЭС НАН Украины; отв. исполн. Высотский Е. Д. — Инв. № 3998. — Чернобыль, 2010. — 127 с.
 29. Разработка мероприятий, повышающих ядерную, радиационную и экологическую безопасность объекта «Укрытие» и нового безопасного конфейнмента. Т. 1 «Исследование нейтронно-физических и физико-химических характеристик ядерно-опасных скоплений и разработка способов подавления их параметров критичности» // Отчет о НИР (заключит.) / ИПБ АЭС НАН Украины. — Инв. № 4021. — Чернобыль, 2015. — 127 с.
 30. Заключение экспертной комиссии о причинах аномального события в пом. 304/3 объекта «Укрытие» в июле 1990 г. / ИБРАЭ РАН. — Москва, 1992. — 67 с.
 31. Фролов В. В. Аномальный инцидент 27–30 июня 1990 г. в объекте «Укрытие» Чернобыльской АЭС // Атомная энергия. — 1996. — Т. 80, вып. 3. — С. 216–219.
 32. Нейтронно-физические характеристики ядерно-опасных скоплений топливосодержащих материалов / Е. Д. Высотский, А. А. Ключников, В. Н. Щербин, В. Б. Шостак // Проблемы безопасности атомных электростанций і Чернобиля. — 2009. — Вип. 12. — С. 93–102.
 33. Ядерно-опасные скопления топливосодержащих материалов в разрушенном четвертом блоке Чернобыльской АЭС / Е. Д. Высотский, А. А. Ключников, А. С. Лагуненко [та ін.] // Радиохимия. — 2011. — Т. 53, № 2. — С. 178–183.
 34. Шостак В. Б. Определение величин параметров модели, описывающей ядерноопасное скопление топливосодержащих материалов в объекте «Укрытие» / В. Б. Шостак, В. Н. Щербин, Е. Е. Олейник // Проблемы безопасности атомных электростанций і Чернобиля. — 2014. — Вип. 22. — С. 98–109.
 35. Шостак В. Б. Анализ модели, описывающей состояния ядерно-опасного скопления топливосодержащих материалов в объекте «Укрытие» / В. Б. Шостак, А. А. Ключников // Проблемы безопасности атомных электростанций і Чернобиля. — 2015. — Вип. 24. — С. 42–50.
 36. Пазухин Э. М. Лавообразные топливосодержащие массы 4-го блока Чернобыльской АЭС: топография, физико-химические свойства, сценарий образования / Э. М. Пазухин // Радохимия. — 1994. — Т. 36, № 2. — С. 97–142.

37. Гончар В. В. Динамика высокотемпературного взаимодействия аварийного ядерного топлива с конструкционными материалами РБМК / В. В. Гончар, А. В. Жидков // Проблемы Чернобыля. — 2002. — Вып. 9. — С. 25–33.
38. Жидков О. В. 25 років еволюції уявлень про паливовмісні матеріали об'єкта «Укриття»: сценарії їхнього утворення та фізичні міркування / О. В. Жидков // Проблеми безпеки атомних електростанцій і Чернобыля. — 2011. — Вып. 16. — С. 86–100.
39. Топливо в помещении 305/2 4-го блока ЧАЭС. Крит-массовые зоны. Уточнение сценария образования лавообразных топливосодержащих материалов / Е. Д. Высотский, В. А. Краснов, А. С. Лагуненко, Э. М. Пазухин // Проблеми безпеки атомних електростанцій і Чернобыля. — 2007. — Вып. 8. — С. 77–85.
40. Лагуненко О. С. Пошук та дослідження прихованих скупчень паливовмісних матеріалів зруйнованого 4-го блока Чернобыльської АЕС: дис. ... канд. техн. наук: 21.06.01 / О. С. Лагуненко. — Київ, 2008. — 148 с.
41. Высотский Е. Д. Концептуальная модель «доменной» версии образования ядерно-опасных скоплений на 4-м блоке ЧАЭС / Е. Д. Высотский, А. В. Михайлов // Проблеми безпеки атомних електростанцій і Чернобыля. — 2013. — Вып. 21. — С. 99–106.
42. Михайлов А. В. К вопросу о материальных и энергетических источниках образования топливосодержащих материалов во время аварии на 4-м блоке ЧАЭС / А. В. Михайлов // Ядерна фізика та енергетика. — 2016. — Т. 17, № 4. — С. 354–363.
43. Михайлов А. В. Результаты расчетной оценки характеристик материальной среды ядерно-опасных скоплений НБК-ОУ ЧАЭС для версии их кориюмного происхождения / А. В. Михайлов // Проблеми безпеки атомних електростанцій і Чернобыля. — 2018. — Вып. 31. — С. 59–67.

К. О. Sushchenko, A. V. Nosovskyi

*Institute for Safety Problems of Nuclear Power Plants,
NAS of Ukraine, 36a, Kirova st., Chernobyl, 07270, Ukraine*

The State of the Scientific Problem Concerning the Study of the Main Characteristics of the Molten Corium-Concrete Interaction Products

In severe beyond-design basis accidents with loss of coolant and destruction of the core, the fuel melt (corium) can escape from the vessel and move to the concrete base

of the reactor shaft. An analysis of the calculations results and modeling experiments shows possible options for the formation of unorganized compositions with a critical mass of fuel in the molten corium-concrete interaction products (MCCI). In the presence of water as a mobile and uncontrolled component in such compositions, there is a possibility of a self-sustaining chain reaction (SCR). To ensure the subcriticality control of such compositions, computational and experimental studies of the SCR occurrence in the volume of MCCI cluster are carried out. The problem of eliminating the probability of SCR occurrence in the volume of MCCI cluster was solved by choosing sacrificial materials (SM) used in melt localization devices (MLD). Effective neutron multiplication factors (K_{ef}) were obtained for the MCCI, depending on the mass of the SM and its type. On the basis of computational and experimental studies, it was shown that when corium interacts with concrete, an interlayer of destroyed concrete is formed at the boundary of which there is a ceramic crust, which allows water to be retained in the breeding system. Also, MCCI is a two-layer structure containing immiscible metal and oxide components.

After the accident at the Chernobyl nuclear power plant, as information about fuel-containing materials (FCM) was accumulated, work was carried out on the nuclear safety (NS) estimation of the Shelter object. Calculations of neutron-physical parameters of homogenous FCM mixtures during water intake made it possible to estimate the range of fuel parameters at which the existence of a critical composition and the occurrence of SCR in the process of water intake are possible. With mixed fuel burnup $11,5 \div 12,5 \text{ MW} \cdot \text{day/kgU}$ the critical mass of the FCM breeding medium should be $15 \div 30 \text{ t}$ with a mass fraction of uranium (U) $45 \div 60 \%$ and the moisture capacity is no less than 40 % by volume.

It is known that K_{ef} for FCM clusters depends on the mass and mass content of uranium, elemental composition of the mixture, geometric dimensions, reflectors, temperature, concentration of water as a mobile component. All the above calculations were carried out only for FCM with a fuel mass content of $5 \div 15 \%$.

It is shown that all FCM clusters localized inside the Shelter object are nuclear safe, except for the cluster in the south-eastern part of the subreactor room 305/2. A nuclear dangerous cluster (NDC) was formed in the two-meter monolith of a reinforced concrete base plate (BP) penetration zone. NDC is a water-uranium system with low-enriched fuel. The estimation of the fuel mass in the NDC by thermometric measurements, as well as the

determination (by the downholes of research boreholes) of its geometry allow us to state that there is the critical mass of fuel (18–20 t of U) located in a limited volume.

The specificity of water-uranium breeding systems with low-enriched fuel is the existence of two criticality values. In June 1990, re-criticality (cold critical incident) occurred when water entered the cooling NDC. SCR self-extinguishing occurred due to overmoistening of the breeding medium. Before the installation of NSC “Arch” (November 2016), the NDC was in a waterlogged state (according to the second criticality value) due to the rainwater inflow in the NDC localization zone. Water was a stabilizing factor. After the NSC installation and the termination of water access to the NDC localization zone, a constant increase in neutron activity is observed, which can only be related to the processes of water loss through the porous breeding medium of the NDC. A decrease in the concentration of water in the breeding medium can lead to “recurrent” criticality with consequences that are difficult to predict.

According to the results of the calculations, a range of the main parameters of the NDC model was obtained, which ensure the presence of two criticality values in the process of water inflow to the breeding medium and do not contradict the available experimental data.

All calculations of the neutron-physical characteristics of the NDC were carried out on the basis of modeling of the version of critical assemblies for the uranium silicate version of the physical model. Its chemical composition was determined on the basis of mixing fuel tablets into the silicate matrix of the FCM cluster. Taking into account the impossibility of the NDC formation in this way, since the concentration of uranium reaches no more than 15 % during admixture, an uranium-zirconium model of the NDC was proposed as a MCCI product.

Taking into account the growth of neutron activity in the south-eastern part of room 305/2, and assuming the possibility of “recurrent criticality” in the NDC breeding medium, it is necessary to revise the calculations of the NDC neutron-physical characteristics, to form and investigate a new uranium-zirconium NDC physical model as a MCCI product.

References

1. Akers D. W., Jensen S. M., Schuetz B. K. (1994). *Examination of relocated fuel debris adjacent to the lower head of the TMI-2 reactor vessel*. Washington, DC: Nuclear Regulatory Commission. doi.org/10.2172/10140801.
2. Artamonov N. V., Sidorov A. S. (2012). [Changes in the breeding properties of a VVER-1000 reactor during a beyond design basis accident with a core meltdown]. *Problems of Atomic Science and Technology. Series “NPP Safety Ensuring”*, vol. 31, pp. 102–111. (in Rus.)
3. Bilodid I., Duspiva J. (2015). [Analysis of fuel criticality during severe accidents]. *Nuclear and Radiation Safety*, vol. 4 (68), pp. 3–8.
4. Sehgal, B. R. (2001). Accomplishments and challenges of the severe accident research. *Nuclear Engineering and Design*, vol. 210, no. 1–3, pp. 79–94. doi.org/10.1016/S0029-5493(01)00433-2
5. Kazachkov I. V. (2003). [Current state and some problems of severe accident simulation at foreign NPPs]. *Nuclear and Radiation Safety*, vol. 1, pp. 25–34. (in Rus.)
6. Kazachkov I. V. (2009). [The problem of corium melt cooling in containment in passive systems for protection against severe accidents. Part 1]. *Nuclear and Radiation Safety*, vol. 1, pp. 34–41. (in Rus.)
7. Beshta S. V. (2004). *Vysokotemperaturnye processy s rasplavami koriuma v probleme bezopasnosti AES s VVER*. [High-temperature processes with corium melts in the problem of safety of nuclear power plants with VVER]. (Doctoral dissertation). Saint Petersburg, [s. n.], 462 p. (in Rus.)
8. Bezlepkina V. V. (2003). *Razrabotka problemno-orientirovannykh podhodov k obespecheniiu bezopasnosti novykh proektov AES s VVER* [Development of problem-oriented approaches to ensuring the safety of new NPP projects with VVER]. (Doctoral dissertation). Saint Petersburg, [s. n.], 381 p. (in Rus.)
9. Sidorov A. S. (2004). *Lokalizatsiia i ohlazhdenie koriuma v zaproektnoi avarii vodo-vodianogo energeticheskogo reaktora pri razrushenii aktivnoi zony* [Localization and cooling of the corium in a beyond design basis accident of a pressurized water power reactor during the destruction of the core]. (PhD thesis). Moscow, [s. n.], 160 p. (in Rus.)
10. Chin Kyong. (2001). *Razrabotka metodiki rascheta teploobmena v zadache lokalizatsii rasplava aktivnoi zony VVER v podreaktornoi lovushke pri tzhzheloi avarii na AES*. [Development of a method for heat transfer calculation in the problem of localizing the melt of the VVER core in a sub-reactor trap during a severe accident at a nuclear power plant]. (PhD thesis). Moscow, [s. n.], 148 p. (in Rus.)
11. Artamonov N. V., Sidorov A. S. (2012). *Obosnovanie jadernoi bezopasnosti ustroistva lokalizatsii rasplava dlia AES s reaktorami tipa VVER*. [Justification of nuclear safety of the melt localization device for nuclear power plants with VVER-type reactors]. *Yadernaiia energetika [Nuclear energy]*, vol. 3, pp. 23–31. (in Rus.)
12. Zhdanov V. S. (2008). *Vzaimodeistvie rasplava aktivnoi zony s materialami reaktornoi ustanovki v probleme tzhzheloi avarii VVER*. [Interaction of the core melt with

- reactor plant materials in the problem of a VVER severe accident]. (PhD thesis). Saint Petersburg, [s. n.], 162 p. (in Rus.)
13. Spengler C., Allelein H., Cranga M., Duval F., Dorselaere J. V. (2005) Assessment and development of molten corium concrete interaction models for the integral code ASTEC. Proceedings of *Forum Eurosafe Bruxelles (BEL-GIQUE) (November 7–8)*, pp. 169–189. (in Rus.)
 14. Miassoedov A., Alsmeyer H., Cron T., Foit, J. (2010). The comet-L3 experiment on long-term melt–concrete interaction and cooling by surface flooding. *Nuclear Engineering and Design*, vol. 240 (2), pp. 258–265. doi.org/10.1016/j.nucengdes.2008.12.005.
 15. OECD, Nuclear Energy Agency (2017). *State-of-the-art report on molten corium concrete interaction and ex-vessel molten core coolability*. doi.org/10.1787/c44872b1-en.
 16. Vysotskyi Ye. D., Godun R. L., Sushchenko K. O. (2020). [Expert assessment of the current criticality level of clusters of fuel-containing materials after the New Safe Confinement installation]. *Nuclear Power and the Environment*, vol. 16, no. 1, pp. 49–56.
 17. I. V. Kurchatov Institute of Atomic Energy (1990). [*Nuclear Safety analysis for the Shelter object (TOYaB)*]. Moscow, [s. n.], 130 p. (in Rus.)
 18. Physical and Energy Institute named after A. I. Leipunsky (1996). [*Development of a scenario and methodology for assessing the consequences of SSCR during FCM handling and water ingress. Technical reference*]. Obninsk: [s. n.], 22 p. (in Rus.)
 19. Institute of Nuclear Energy of the Academy of Sciences of the BSSR (1990). [Nuclear safety analysis of the Shelter object. Report]. Minsk, [s. n.], 80 p. (in Rus.)
 20. ISTC (1996). [Analysis of the current safety of the Shelter object and predictive assessments of the situation development. Report]. Chernobyl, [s. n.], 272 p. (in Rus.)
 21. ChNPP (2002). [Report on the safety status of the Shelter object]. Chernobyl: Chernobyl NPP, 194 p. (in Rus.)
 22. Pavlovych V. M. (2002). Nuclear fuel in the destroyed 4th unit of Chernobyl NPP. Recent Research Activities about the Chernobyl NPP Accident in Belarus, Ukraine and Russia. Osaka: Research Reactor Institute, Kyoto University, pp. 45–58.
 23. Borovoi A. A., et al. (2002). [Development of techniques and methods for monitoring the subcriticality state of fuel-containing materials, experimental study of the effectiveness of early detection criteria and technologies for local suppression of subcritical anomalies (Research Report)]. Chernobyl: ISP NPP NAS of Ukraine. (in Rus.)
 24. Gmal B., Moser E. F., Pretsch G., Quade W. (1997). [Analysis and evaluation of the “Technical Substantiation of the Nuclear Safety of the Shelter object”. FCM criticality behavior at the Shelter object. GRS report by project SR-2075/8–1, work item 1, GRS-A-2414.], 44 p. (in Rus.)
 25. Vertsimakha O. Ya., Pavlovich V. N., Babenko V. A., et. al. (1998). [Some issues of nuclear safety of the Shelter object]. *Nuclear and Radiation Safety*, vol. 1 (2), pp. 52–67. (in Rus.)
 26. Pavlovich V. N., Babenko V. A., Vysotskyi Ye. D., Klyuchnikov A. A., Shevchenko V. G. (2005). [Model of neutron flux density distribution in the volume of fuel-containing materials in room 305/2 of the Shelter object]. *Problems of Nuclear Power Plants Safety and of Chernobyl*, vol. 2, pp. 55–60. (in Rus.)
 27. Babenko V. A., Vysotskyi Ye. D., Klyuchnikov A. A., Lagunencko A. S., Pavlovich V. N., Pazukhin E. M. (2008). [Modeling of the mass and geometric parameters of the accumulation of fuel-containing materials in the southeastern part of room 305/2 of the destroyed 4th unit of the ChNPP]. *Problems of Nuclear Power Plants Safety and of Chernobyl*, vol. 9, pp. 36–43. (in Rus.)
 28. ISP NPP NAS of Ukraine (2010). [Research of nuclear-physical parameters and development of methods and ways of control and management of subcriticality in criticality risk zones. Research Report]. Chernobyl: ISP NPP NAS of Ukraine, 127 p. (in Rus.)
 29. ISP NPP NAS of Ukraine (2015). [Development of measures to improve the nuclear, radiation and environmental safety of the Shelter object and the New Safe Confinement. Volume 1. Investigation of the neutron-physical and physicochemical characteristics of nuclear-hazardous clusters and the development of methods for suppressing their criticality parameters. Research Report]. Chernobyl: ISP NPP NAS of Ukraine, 127 p. (in Rus.)
 30. IBRAE RAN (1992). [The conclusion of the expert commission on the causes of the anomalous event in room 304/3 of the Shelter object in July 1990]. Institute for Problems of Safe Development of Nuclear Energy of the Russian Academy of Sciences, 67 p. (in Rus.)
 31. Frolov V. V. (1996). [Anomalous incident on June 27–30, 1990 in the Shelter object of the Chernobyl nuclear power plant]. *Atomic energy*, vol. 3 (80), pp. 216–219. (in Rus.)
 32. Vysotskyi Ye. D., Klyuchnikov A. A., Shcherbin V. N., Shostak V. B. (2009). [Neutron-physical characteristics of nuclear-hazardous accumulations of fuel-containing materials]. *Problems of Nuclear Power Plants Safety and of Chernobyl*, vol. 12, pp. 93–102. (in Rus.)
 33. Vysotskyi Ye. D., Klyuchnikov A. A., Lagunencko A. S., et al. (2011). [Nuclear-dangerous clusters of fuel-containing materials in the destroyed fourth unit of the Chernobyl nuclear power plant]. *Radiochemistry*, vol. 2 (53), pp. 178–183.

34. Shostak V. B., Shcherbin V. N., Oleinik Ye. Ye. (2014). [Determination of the parameter values of the model describing the nuclear hazardous accumulation of fuel-containing materials in the Shelter object]. *Problems of Nuclear Power Plants Safety and of Chornobyl*, vol. 22, pp. 98–109. (in Rus.)
35. Shostak V. B., Klyuchnikov A. A. (2015). [Analysis of a model describing the states of a nuclear-hazardous accumulation of fuel-containing materials in the Shelter object]. *Problems of Nuclear Power Plants Safety and of Chornobyl*, vol. 24, pp. 42–50. (in Rus.)
36. Pazukhin E. M. (1994). [Lava-like fuel-containing masses of the 4th unit of the Chornobyl nuclear power plant: topography, physico-chemical properties, formation scenario]. *Radochemistry*, vol. 36 (2), pp. 97–142. (in Rus.)
37. Gonchar V. V., Zhidkov A. V. (2002). [Dynamics of high-temperature interaction of emergency nuclear fuel with RBMK structural materials]. *Problems of Chernobyl*, vol. 9, pp. 25–33. (in Rus.)
38. Zhydkov O. V. (2011). [25 years of evolution of ideas about fuel-containing materials of the Shelter object: scenarios of their formation and physical considerations]. *Problems of Nuclear Power Plants Safety and of Chornobyl*, vol. 16, pp. 86–100. (in Ukr.)
39. Vysotskyi Ye. D., Krasnov V. A., Lagunencko A. S., Pazukhin E. M. (2007). [Fuel in room 305/2 of the 4th unit of the Chornobyl nuclear power plant. Critical zones. Refinement of the scenario for the formation of lava-like fuel-containing materials]. *Problems of Nuclear Power Plants Safety and of Chornobyl*, vol. 8, pp. 77–85. (in Rus.)
40. Lagunencko O. S. (2008). [Search and research of hidden accumulations of fuel-containing materials of the destroyed 4th unit of the Chornobyl NPP] (PhD thesis). Kyiv, [s. n.], 148 p. (in Ukr.)
41. Vysotskyi Ye. D., Mikhailov A. V. (2013). [Conceptual model of the “blast-furnace” version of the formation of nuclear-hazardous clusters at the 4th unit of the Chornobyl nuclear power plant]. *Problems of Nuclear Power Plants Safety and of Chornobyl*, vol. 21, pp. 99–106. (in Rus.)
42. Mikhailov A. V. (2016). [On the issue of material and energy sources of formation of fuel-containing materials during the accident at the 4th unit of the Chornobyl nuclear power plant]. *Nuclear Physics and Energy*, vol. 17 (4), pp. 354–363. (in Rus.)
43. Mikhailov A. V. (2018). [The results of the computational assessment of the characteristics of the material environment of nuclear hazardous clusters of the NSC-SO of the ChNPP for the version of their corium origin]. *Problems of Nuclear Power Plants Safety and of Chornobyl*, vol. 31, pp. 59–67. (in Rus.)

Надійшла 01.07.2023

Received 01.07.2023