

Представлено огляд відомих результатів розрахункового моделювання важкої аварії на АЕС Three-Mile-Island-2, а також результатів моделювання процесів руйнування контейнменту при важких аваріях в корпусних ядерних реакторах. На базі проведеного аналізу визначено основні напрямки удосконалення методичного забезпечення при моделюванні парогазових вибухів з урахуванням уроків Фукусімських (2011 р.) важких аварій

Ключові слова: моделювання, парогазові вибухи, важкі аварії, активна зона, корпус реактора, контейнмент

Представлен обзор известных результатов расчетного моделирования тяжелой аварии на АЭС Three-Mile-Island-2, а также результатов моделирования процессов разрушения контейнмента при тяжелых авариях в корпусных ядерных реакторах. На основе проведенного анализа определены основные направления совершенствования методического обеспечения при моделировании парогазовых взрывов с учетом уроков Фукусимских (2011 г.) тяжелых аварий

Ключевые слова: моделирование, парогазовые взрывы, тяжелые аварии, активная зона, корпус реактора, контейнмент

УДК 621.039

DOI: 10.15587/1729-4061.2015.42145

ОГЛЯД НАПРЯМІВ ВДОСКОНАЛЕННЯ МОДЕЛЮВАННЯ ВАЖКИХ АВАРІЙ З УРАХУВАННЯМ ДОСВІДУ АЕС TREE MILE ISLAND

І. Л. Козлов

Кандидат технічних наук, доцент
Кафедра технології води та паливаОдеський національний
політехнічний університет
пр. Шевченка, 1, м. Одеса, Україна, 65044
E-mail: i.l.kozlov@yandex.ua

1. Вступ

Аварія на АЕС Three Mile Island (ТМІ) – одна з найбільших аварій в історії ядерної енергетики, що сталася 28 березня 1979 р. на атомній станції ТМІ, розташованій в штаті Пенсільванія, США. На АЕС ТМІ використовувалися водо-водяні реактори з двоконтурною системою охолодження, експлуатувалися два енергоблоки потужністю 802 і 906 МВт, аварія сталася на блоці номер два (ТМІ-2). В результаті серії збоїв в роботі устаткування і помилок операторів на другому енергоблоці АЕС сталося розплавлення 53 % активної зони реактора [1]. Загальний збиток від аварії склав 1,86 млрд. дол. США [2].

Важка аварія (ВА), тобто аварія з ушкодженням ядерного палива, на ТМІ-2 залишається одним з найбільш характерних повномасштабних прикладів реалізації аварії з ушкодженням палива в корпусних реакторах. Тому аналіз протікання і наслідків ВА на ТМІ-2 має виняткове значення для розуміння процесів на внутрішньореакторній стадії ВА корпусних реакторів (у тому числі для ВВЕР).

Після аварії на АЕС ТМІ-2 вчені та фахівці світового ядерного співтовариства прийшли до однозначного висновку щодо необхідності глибокого вивчення причин і наслідків ВА. За минулий період, в рамках великих міжнародних програм і проектів, у т. ч. і для корпусних ядерних реакторів, у цьому напрямку виконана величезна робота:

- проведені численні теоретичні та експериментальні дослідження основних процесів при виникненні та розвитку ВА;

- розроблені і верифіковані на певному рівні розрахункові засоби моделювання ВА на різних стадіях їх розвитку (важкоаварійні коди);

- розроблені керівництва/інструкції з управління ВА;

- в реакторах нового покоління безпеки впроваджені модернізації щодо підвищення ефективності управління ВА і інші заходи.

Разом з тим, однією з корінних причин Чорнобильської (1986 р.) і Фукусімської катастроф (2011 р.) була недостатня підготовленість персоналу з управління аваріями.

Проведені вже в «пост-фукусімський» період інспекції регулюючим органом NRC US США на АЕС США (в т. ч. і на 23-х станціях, що експлуатують ВВЕР) також виявили недостатню підготовленість з управління аваріями, подібними до Фукусімської.

Моделювання та аналіз важких аварій є фундаментальною основою керівництв/інструкцій, що регламентують стратегії і дії персоналу з управління аварійними процесами. Тому адекватність і обґрунтованість моделювання аварійних процесів багато в чому визначають ефективність стратегій з управління важкими аваріями.

2. Аналіз літературних даних і постановка проблеми

Важка аварія в корпусному реакторі другого блоку АЕС ТМІ започаткувала глибокі дослідження у галузі моделювання та аналізу аварій з пошкодженням ядерного палива [3]. На підставі аналізу відомих результатів досліджень і моделювання важких аварій (наприклад, [4–7]) в світі були зроблені висновки про те що:

- 1) проблема створення розрахункових засобів моделювання важких аварій (розрахункових кодів) для аналізу виникнення сценаріїв аварійних процесів та

надзвичайних ситуацій в режимі реального часу для вирішення завдань управління важкими аваріями, є актуальною;

2) досвід застосування наявних засобів і методів аналізу, реалізованих у сучасних розрахункових кодах, що описують виникнення і розвиток важких аварій на АЕС, а так само створення бази знань (методичного забезпечення) і програмних комплексів не дозволяють повною мірою моделювати хід розвитку важкої аварії і прогнозувати її наслідки;

3) моделювання та аналіз важких аварій є фундаментальною основою керівництв/інструкцій, що регламентують стратегії і дії персоналу з управління аварійними процесами.

Питання моделювання ВА з втратою теплоносія та їх наслідки стосовно до енергоблоків з ВВЕР (у т. ч. і в Україні) знайшли відображення в роботах українських вчених [8,9]. На думку авторів, в області моделювання та аналізу важких аварій зберігаються три основні аспекти, що обмежують розробку ефективних стратегій:

1) недостатньо вивчені окремі явища/ефекти при розвитку важких аварій;

2) недостатньо здійснена верифікація та валідація важко аварійних кодів;

3) відсутній обґрунтований системний підхід при моделюванні, що враховує повний спектр вихідних подій та аварійних послідовностей (у т. ч. і щодо малоймовірних).

Необхідність розробки і впровадження достатньо обґрунтованої та адекватної реальним умовам експлуатаційної документації з управління запроектованими і важкими аваріями на АЕС визначається багаторічним досвідом експлуатації ядерних реакторів. Більшість мавших місце запроектованих та важких аварій в тій чи іншій мірі пов'язані з помилковими діями персоналу, викликаними, у тому числі, недостатньою якістю методичного забезпечення і реалістичністю алгоритмів дій персоналу при різних аварійних ситуаціях (розплавлення активної зони реактора Stlaurent (Франція), 1960 р.; вибух реактора SL-1 (Айдахо, США), 1961 р.; аварія на АЕС Hunterstone, 1977 р.; аварія на АЕС TMI-2 (США) з пошкодженням активної зони, 1979 р.; Чорнобильська аварія, з руйнуванням реактора і контаймента, 1986 р.; аварія на АЕС Fukushima-Daichi (Японія) з пошкодженням ядерного палива та парогазовими вибухами, 2011 р та ін.) [10].

Після аварії на АЕС TMI-2 міжнародним агентством з атомної енергії при Організації економічного співробітництва та розвитку (NEA/OECD) та департаментом енергетики США (US DOE) була створена спільна робоча група для проведення розрахункових аналізів в рамках міжнародного бенчмарку важкоаварійних комп'ютерних кодів, які були у той час [11].

При проведенні розрахункового моделювання розвитку аварії умовно було виділено чотири стадії [12]. Перша стадія охоплює початковий період часу (приблизно 100 хв.) від вихідної події до зупинки останнього головного циркуляційного насоса (ГЦН) і згідно феноменології представляє собою аварію з невеликим протіканням.

На другій стадії відбувається початковий розігрів і плавлення активної зони з утворенням в її централь-

ній частині металевої кірки із застиглою матеріалу, яка блокує прохідний переріз і утримує розплав, що стікає зверху.

Третя стадія починається з запуску ГЦН в циркуляційній петлі В (в результаті чого в реактор надходить близько 30 м³ теплоносія) із заливанням водою активної зони. Після запуску ГЦН і короткочасного повторного заливання, рівень води в активній зоні знову зменшується, і оболонки ТВЕЛ розігріваються.

На четвертій стадії відбувається запуск системи подачі води високого тиску і заповнення активної зони. У центрі активної зони відбувається утворення ядра розплаву, оточеного твердою кіркою, яке спочатку не вдавалося охолодити. Передбачалося, що в певний момент часу кірка, що оточує навколишнє ядро, руйнується і розплав пересувається від центру до периферії. В результаті взаємодії розплаву з вигорідками утворюється отвір, за яким розплав перетікає в область байпасної ділянки з подальшим пересуванням в нижню камеру реактора. Зрештою в реакторі утворюється така конфігурація зруйнованих матеріалів, яка дозволяє відводити тепло і запобігти подальшому пересування розплаву.

Перші результати розрахунків, виконаних учасниками бенчмарку, з'явилися в 1988 р. [6]. У бенчмарку використовувалися коди ICARE, MELCOR, SCDAP/RELAP5, MARCH, MAAP, ATHLET та ін. [13]. На початковому етапі основним завданням розрахунків була точність відтворення аварійних процесів і оцінка здатності кодів моделювати важкоаварійні явища. Результати розрахунків показали, що в більшості випадків достатній ступінь верифікації коди мають тільки на перших трьох стадіях аварії. При цьому спостерігалося значне розходження в розрахунковій масі водню, генерованого під час другої стадії: за різними кодами було отримано від 145 до 471 кг водню [12]. Крім того, жоден код не передбачив утворення помітної кількості водню на третій стадії (після повторного пуску насоса в циркуляційній петлі В), коли відбувалося короткочасне повторне заливання частково зруйнованої активної зони.

Таким чином, на підставі проведеного аналізу відомих робіт, подальше вивчення аварії на АЕС Three Mile Island визначило необхідність вдосконалення методичного забезпечення при моделюванні ВА в корпусних ядерних реакторах.

3. Мета і завдання дослідження

Метою даної роботи є розгляд напрямків моделюванні важких аварій в корпусних ядерних реакторах з відповідним вдосконаленням методичного забезпечення.

Рішення поставленої задачі забезпечується аналізом відомих результатів моделювання важкої аварії на АЕС Three Mile Island.

Для досягнення наміченої мети були поставлені наступні завдання:

- провести аналіз відомих результатів моделювання аварій на АЕС Three Mile Island;
- на основі проведеного аналізу визначити напрямки вдосконалення моделювання важких аварій.

4. Аналіз результатів моделювання важкої аварії на АЕС Tree Mile Island та їх обговорення

Основною метою моделювання процесів, що протікають при розвитку ВА, є визначення та обґрунтування: необхідних і достатніх критеріїв виникнення різних стадій ВА; спектрів аварійних послідовностей (АП), або дерев подій, на різних стадіях розвитку ВА; надійності, працездатності і критичних конфігурацій систем, що забезпечують виконання необхідних функцій безпеки; станів систем і устаткування в процесах та АП постадійного розвитку ВА; розвитку домінантних для безпеки процесів в АП ВА.

Для вирішення таких задач моделювання ВА традиційно використання розрахункових, експериментальних і розрахунково-експериментальних методів.

Розрахункове моделювання може бути засноване на детерміністичних та імовірнісних методах. Детерміністичні методи в принципі дозволяють моделювати умови виникнення різних стадій ВА, умови і розвиток процесів в АП, стан систем та обладнання. Імовірнісні методи застосовуються зазвичай для оцінок надійності систем/обладнання, що забезпечують виконання необхідних функцій безпеки, і для визначення спектрів АП (дерев подій).

Експериментальне моделювання (здійснюється на спеціалізованих експериментальних стендах/установках) в принципі також дозволяє вирішувати завдання розрахункового моделювання ВА та є пріоритетним. Однак об'єктивні причини не дозволяють проводити в повному обсязі експериментальне моделювання всіх процесів і подій при розвитку ВА в натурних умовах. Тому результати експериментального моделювання важких аварій спрямовані в основному на розуміння закономірностей і умов розвитку окремих процесів та АП, на визначення критеріїв виникнення і закінчення різних стадій та етапів ВА, а також на валідацію розрахункових засобів моделювання ВА (розробка та реалізація матриць валідації) [14]. До останнього часу дані важкої аварії на внутрішньокорпусній стадії 2-го блоку ТМІ-2 дають унікальну можливість валідації важкоаварійних кодів для корпусних ядерних реакторів на натурних об'єктах.

При проведенні міжнародного бенчмарка з моделювання розвитку аварії на АЕС ТМІ-2 в результатах розрахунків, отриманих різними учасниками бенчмарка, мали місце відмінності, які могли бути викликані як відмінностями в моделях, що застосовувалися, так і різними граничними умовами. Для аварії не було достовірних даних за такими граничними умовами як витрата живильної води, витрата продувки-підживлення першого контуру, витрата води від системи упорскування високого тиску і витрата через скидний клапан компенсатора тиску (КТ). Учасники бенчмарку були змушені самі оцінювати граничні умови аварії, і ці оцінки відрізнялися, що ускладнювало порівняння результатів. Тому завданням наступних бенчмарків стало дослідження сценаріїв ВА з однозначно заданими граничними умовами.

У табл. 1 представлені організації, які в даний час беруть участь в бенчмарку, із зазначенням кодів, що використовувались. Результати розрахункового моделювання ATHLET-CD аварії, що мала місце, з пошкодженням активної зони на корпусному реакторі

(PWR) АЕС США ТМІ-2 представлені в роботі [13]. Відкриття запобіжного клапана з електроприводом (pressuriser's power operated relief valve – PORV) КТ моделювалося через лише кілька секунд після зупинки, але при подальшому зменшенні тиску клапан не закрився. Відмова PORV викликала поступове витікання теплоносія. Витікання було виявлено через 139 хвил. після початку аварійної зупинки й усунена закриттям вручну блокувального клапану КТ.

Таблиця 1

Учасники і коди бенчмарку «WGAMA TMI-2 BENCHMARK EXERCISE» [12]

Організація	Країна	Код
GRS	Німеччина	ATHLET-CD
IKE		ATHLET-CD
KIT		ASTEC & MELCOR
RUB		ATHLET-CD
ENEA	Італія	ASTEC
IRSN	Франція	ICARE/CATHARE
IVS	Словачія	ASTEC
KAERI	Республіка Корея	MELCOR
Tractebel Engineering	Бельгія	MELCOR
SNL	США	MELCOR
BARC	Індія	ASTEC
ИБРАЭ РАН	Росія	СОКРАТ (SOCRAT)
INRNE	Болгарія	ASTEC

За результатами моделювання [13] через 9 год. 50 хв. в результаті утворення водню стався локальний вибух без пошкодження корпусу реактора і контейнменту. На АЕС стався неконтрольований викид радіоактивності, який майже повністю складався з «благородних» газів.

Значення тиску в 1-му контурі, які одержані в результаті моделювання ATHLET-CD, досить точно відповідають розрахунковим даним до початку повторного заливання при перехідному режимі насосу В і подальшого аварійного живлення високого тиску (рис. 1).

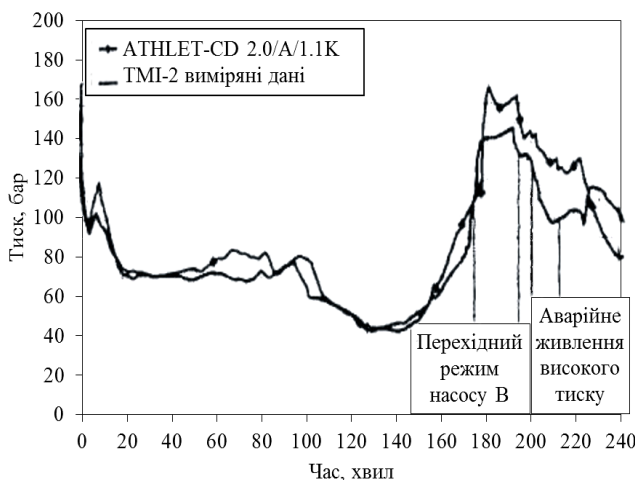


Рис. 1. Розрахований та виміряний тиск в 1-му контурі ТМІ-2 [13]

Тиск в 1-му контурі на стадії швидкого охолодження в [13] істотно переоцінене, тому що переоцінене перенесення тепла до теплоносія через недооцінку руйнування активної зони в результаті відсутності моделей пізньої фази. Розрахунок розподілення води/ пари в 1-му контурі теплоносія до повторного заливання також відповідає даним спостережень, які отримані в процесі аварії і в результаті поставарійного аналізу. Враховуючи похибку виміряного сигналу через непроекту роботу, можна вважати, що рівні змішаної води і рівні води після аварійного витікання на ТМІ-2 в [13] змодельовані досить адекватно.

Масова витрата води через PORV і, відповідно, через блоковий канал був розрахований за допомогою критичної моделі витікання. Загальна маса втрат через витікання через PORV з допустимою похибкою відповідає виміряним даним, якщо взяти до уваги помилки вимірювань в ході зупинки реактора (рис. 2).

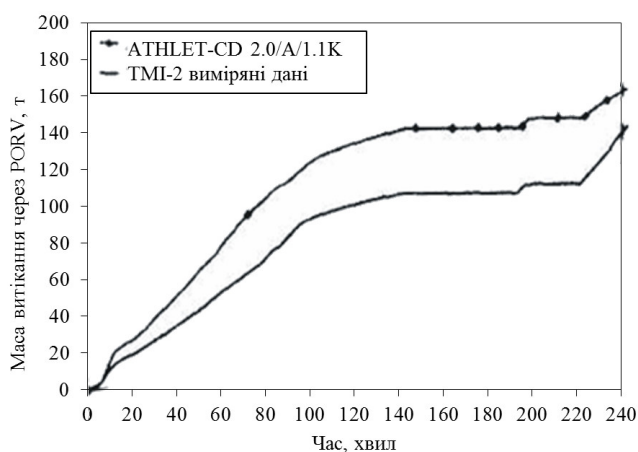


Рис. 2. Розрахована та виміряна маса витікання через PORV ТМІ-2 [13]

Моделювання останньої стадії аварії з утворенням шару уламків і розплавленого басейну, а також пересуванням з басейну на днищі корпусу реактора в роботі [13] не виконана через відсутність відповідних моделей пізньої стадії.

Значення розрахованої маси водню, виробленого екзотермічним окисленням цирконію, в [13] переоцінене аж до початку стадії швидкого охолодження. Проте, на стадії швидкого охолодження виробництво водню моделювання кодом ATHLET-CD недооцінене. Це явище можна пояснити тим, що у верхніх областях активної зони вже не було достатньої кількості металевого цирконію через пошкодження оболонок і переміщення зруйнованого матеріалу в більш глибокі області. Нарешті, температура в нижніх частинах активної зони, затопленої водою протягом усього процесу, який ще не встановився (стан «вологої активної зони») була недостатньо високою для швидкості окислення, що відповідає розрахунковому виробництву водню на стадії швидкого охолодження.

Потік пари, що йде вгору активної зони, імовірно змінив напрямок через замикання активної зони у внутрішніх каналах паливних стрижнів і почав пересуватися через поперечні з'єднання до менш холодних і вже окислених зовнішніх кілець і байпасу відбивача активної зони. Таким чином, в розрахунку

не був врахований контакт теплоносія з металевим розплавом.

Спрощений аналіз розподілення продуктів поділу і конструкційних матеріалів в 1-му контурі при моделюванні 240 хв. аварії досить точно відповідає розрахункам [13]. За розрахунком пересування в 1-й контур сильнолетючих ізотопів йоду і цезію, а також «благородного» газу ксенону становить близько 53 % від первинної кількості. Вихід летючих ізотопів телуру і сурми становить близько 5 %. Пересування в 1-й контур стронцію, за моделлю ATHLET-CD, склало близько 3 %. Нарешті, поточний розрахунок пересування урану, а також структурних матеріалів (срібла і сталі) за допомогою ATHLET-CD показав 0,4 %.

Моделювання фізичних явищ за допомогою коду ATHLET-CD вимагає вдосконалення, особливо на пізній стадії руйнування активної зони. Це передбачає опис утворення і поведінки шару уламків і басейну розплаву, виходу продуктів поділу і пересування матеріалу з розплаву, а також поведінки корпусу реактора в умовах механічного та теплового стресу через пересування коріуму. Крім того, необхідно вдосконалити розрахунок утворення водню на стадіях повторного заливання.

Використання в розрахунковій моделі PWR сучасного коду СОКРАТ дозволило врахувати два можливі шляхи, за якими матеріали зруйнованої активної зони можуть потрапити в нижню камеру реактора [12]. Однією з відмінних особливостей коду СОКРАТ є дифузійна модель окислення цирконію. Ця модель розраховує розподілення кисню вздовж товщини оболонки і враховує дифузійну систему «парцирконій-паливо». Модель окислення, яка використана в код СОКРАТ, дозволяє проводити розрахунок процесу зростання оксидної плівки внаслідок збагачення оболонки киснем і зворотного йому процесу зменшення концентрації кисню в оксидній плівці внаслідок дифузії кисню.

Згідно з результатами моделювання кодом СОКРАТ ВА на АЕС ТМІ-2 [12]:

1) Плавлення палива в базовому сценарії починається приблизно на 4550 с аварії. На 5000 с аварії в розплавлений стан переходить приблизно 50 % активної зони. На 5400 с в результаті проплавлення стінки шахти розплав починає потрапляти на днище корпусу реактора. При досягненні на нижній решітці температури +1700 К (+6400 с початку аварії) моделюється критеріальне руйнування решітки та переміщення матеріалів з активної зони в нижню камеру.

Руйнування корпусу реактора в базовому сценарії відбувається приблизно через 12 000 с після початку аварії. Кількість водню, що утворився, становить 800 кг [12].

2) У сценаріях з повторним заливанням активної зони моделюється подача води в холодні нитки із загальною витратою 25 кг/с.

У першому сценарії аварійна система впорскування води високого тиску включається на 4628 с аварії. До цього часу маса матеріалів зруйнованої активної зони досягає 10 т, маса генерованого водню становить 100 кг, а частка цирконію, що прореагував, – 11 %. Динаміка плавлення активної зони з моменту надходження охолоджувальної води (+4628 с аварії) знаходиться в достатній відповідності до процесу руйну-

вання активної зони в базовому сценарії до моменту руйнування 50 % активної зони: на 5000 с в режимі із заливанням положення кірки і розмір ядра розплаву відповідають базовому сценарію. При повторному заливанні ядро розплаву охолоджується і твердіє, весь матеріал залишається в активній зоні і не потрапляє в нижню камеру реактора. Маса водню, що утворився після початку повторного заливання, становить 363 кг. Загальна маса водню, що утворився в ході аварійного режиму – 463 кг [12].

У другому сценарії з повторним заливанням аварійна система вприскування води високого тиску включається на 4846 с аварії (на 218 с пізніше, ніж у першому сценарії із заливанням), коли маса матеріалів зруйнованої активної зони досягає 45 т. Маса водню, що утворився до цього часу, становить 232 кг, що відповідає 26 % цирконію, який прореагував. Ступінь руйнування активної зони в режимі із запізнілим заливанням більше, ніж у сценарії з раннім заливанням. Як і в першому сценарії із заливанням, розрахунок передбачає, що активна зона успішно охолоджується, і весь матеріал зруйнованої активної зони залишається над нижньою решіткою активної зони. Розрахункова кількість водню, що утворився після початку заливання, склала 302 кг. Загальна кількість водню, що утворився за таким сценарієм аварії, становить 534 кг [12].

3) Аналіз сценаріїв із заливанням показує, що заливання частково зруйнованої активної зони в розглянутому діапазоні руйнування (частка цирконію, що прореагував, до 26 % і маса зруйнованих матеріалів до 45 т) призводить до поступового розхолодження ядра розплаву і запобігає повному руйнуванню активної зони. За умови більш раннього заливання кількість водню, що утворився, зменшується в порівнянні з запізнілим заливанням [12].

Відомі події на АЕС ТМІ-2 в 1979 р. фактично послужили початковим «поштовхом» глибоких досліджень ВА в корпусних реакторах, які були ініційовані регулюючим органом США (NRC US), а згодом отримали розвиток і у всіх провідних ядерних державах.

Спочатку основний акцент у дослідженні ВА був зроблений на визначенні умов цілісності контейнменту (захисної оболонки – ЗО), як останнього захисного бар'єру безпеки (ЗББ) радіоактивних викидів у навколишнє середовище. Після аварії на АЕС ТМІ-2 NRC US встановив вимогу підтримки цілісності захисної оболонки при важкій аварії протягом не менше 24 годин, при умовній ймовірності 10 % [15].

Розглядалися два основні сценарії руйнування контейнменту при ВА в корпусних реакторах:

а) «швидкоплинний» процес руйнування в результаті парогазових вибухів;

б) «довготривалий» процес руйнування в результаті взаємодії розплаву коріуму з бетоном контейнменту (процес MCCI-molten corium concrete interaction), яке супроводжується також газовиділенням.

Оглядовий аналіз цих досліджень в «дофукусімський» період наведено, наприклад, у відомому звіті європейської програми SARNET (Severe Accident Research Network of Excellence) [15]. Зокрема, було встановлено, що «довготривалий» процес руйнування контейнменту (більше 4 годин з моменту початку ВА) не повинен бути критичним стосовно істотних радіо-

активних викидів в навколишнє середовище: за цей проміжок часу практично всі продукти поділу у вигляді аерозолів скупчуються і осідають на поверхнях в захисній оболонці і далі надходять в приямок; а найбільш токсичні продукти поділу (^{131}I і ^{137}Cs) утворюють водорозчинні сполуки CsI, CsOH і видаляються з контейнменту після активізації спринклерних систем. За окремими оцінками викид за умови «довготривалого» сценарію розвитку ВА після 24 годин може бути на 4–5 порядків менше, ніж при «швидкоплинному» сценарії [15].

Можливо, такі обґрунтування і послужили основою для прийняття NRC US вимог щодо збереження цілісності контейнменту при ВА протягом не менше 24 годин. Однак уроки Фукусімської аварії засвідчили недостатність цих вимог: руйнівні вибухи з катастрофічними радіаційними наслідками на більшості об'єктів відбулися значно пізніше 24 годин з моменту початку аварійних процесів.

Аналіз результатів відомих досліджень в області розрахункового та експериментального моделювання руйнування (деградації) захисних бар'єрів безпеки [15] на основі уроків важкої аварії на АЕС ТМІ-2 дозволяє зробити наступні коментарі:

1. Основними механізмами руйнування корпусу реактору/контейнменту є:

– парогазові вибухи, що викликані термохімічними реакціями водню і/або інтенсивним паро- і газоутворенням в процесі охолодження паливовмісних мас (ПВМ), а також взаємодії ПВМ з ЗББ;

– деградація ЗББ від безпосереднього контакту з високотемпературними ПВМ.

Всі визначальні процеси парогазових вибухів необхідно розглядати на системному рівні з урахуванням їх взаємозалежності і зворотних зв'язків взаємодії (в т.ч. DCH- і MCCI-процеси). Наприклад, збільшення інтенсивності охолодження ПВМ призводить до збільшення інтенсивності пароутворення, яке в певних умовах і стану системи ЗББ може призвести як до зростання, так і до зниження концентрації водню і вибухонебезпечної ситуації [16].

2. Встановлені після аварії на АЕС ТМІ-2 вимоги NRC US про достатність збереження цілісності контейнменту протягом не менше 24 годин, засновані на некритичності для радіаційної безпеки «довготривалих» сценаріїв розвитку важких аварій, є недостатньо обґрунтованими і вимагають перегляду. Одним з підтверджень цього положення є уроки важких аварій на АЕС Fukushima-Daiichi.

5. Висновки

1. Для цілісності ЗББ важливе значення при моделюванні та аналізі важких аварій мають парові «енергетичні» вибухи, які за певних умов можуть призвести як до деградації самих ЗББ, так і до інших критичних наслідків (ініціація потужної водневої детонації; пошкодження кришкою реактора, що відірвалась, систем, які забезпечують управління важкими аваріями та іншим). Принцип виключення з моделювання та аналізу можливості виникнення парових вибухів, як вкрай малоімовірних подій, є в загальному випадку неприпустимим. Одним з підтверджень цьо-

го є сценарії розвитку важких аварій, які відбулися (малоймовірні) на 4-му блоці Чорнобильської АЕС та АЕС Fukushima-Daiichi [16].

2. Необхідно удосконалення методичного забезпечення за умови моделювання та аналізу умов ви-

никнення горіння/детонації водню в ЗББ при «швидкоплинних» сценаріях розвитку важких аварій, що характеризуються істотною динамічністю процесів. При таких сценаріях застосування відомого методу Шапіро-Моффет є необґрунтованим.

Література

1. Бабаев, Н. С. Проблемы безопасности на атомных электростанциях [Текст] / Н. С.Бабаев, И. И. Кузьмин, В. А. Легасов, В. А. Сидоренко // Природа. – 1980. – № 6. – С. 30–43.
2. Новиков, И. И. Уроки аварии реактора PWR на АЭС Три-Майл-Айленд в США в 1979 г. [Текст] / И. И. Новиков, Г. Н. Кружилин // Электрические станции. – 1999. – № 6. – С. 29–35.
3. Кузнецов, Ю. Н. Теплообмен в проблеме безопасности ядерных реакторов [Текст] / Ю. Н. Кузнецов. – М.: Энергоатомиздат, 1989. – 296 с.
4. Звонарев, Ю. А. Разработка верификационной базы данных для обоснования безопасности АЭС с ВВЭР при тяжелых авариях [Текст]: матер. конф. / Ю. А. Звонарев, М. А. Будаев, Н. П. Киселев // Обеспечение безопасности АЭС с ВВЭР. – РНЦ «Курчатовский институт». – Подольск: ФГУП ОКБ «ГП», 2008.
5. Papin, J. French Studies on High Burnup Fuel Transient Behavior under RIA Conditions [Text] / J. Papin, M. Balourdet, F. Lemoine, F. Lamare, J. Frizonett, F. Shmitz // Nuclear Safety. – 1996. – Vol. 37, Issue 4.
6. Кабанов, Л. П. Техническое обоснование управления тяжелыми авариями на АЭС с ВВЭР-1000 [Текст] / Л. П. Кабанов, Н. А. Козлова, А. И. Суслов. – МЦЯБ – НТЦ ЯРБ РФ – РНЦ «Курчатовский институт», 2006.
7. Vayssier, G. Severe Accident Management Implementation and Expertise, АММ-SAMIME(00)-P009 [Text] / G. Vayssier et. al. – European Commission, 2000.
8. Скалозубов, В. И. Основные положения методического обеспечения моделирования тяжелых аварий на АЭС с ВВЭР [Текст] / В. И. Скалозубов, Ю. Л. Коврижкин, В. Н. Колыханов, Г. Г. Габлая // Ядерна та радіаційна безпека. – 2010. – № 2 (46). – С. 13–18.
9. Скалозубов, В. И. Основные принципы и требования к средствам моделирования и руководствам по управлению тяжелыми авариями на АЭС с ВВЭР [Текст] / В. И. Скалозубов, В. Н. Колыханов, Н. И. Власенко, Хадж Фараджаллах Даббах А. // Ядерна та радіаційна безпека. – 2010. – № 3 (47). – С. 18–21.
10. Ключников, А. А. Основные подходы по управлению запроектными авариями на АЭС с ВВЭР (Обзор) [Текст] / А. А. Ключников, Ю. Л. Коврижкин, В. И. Скалозубов, А. В. Шавлаков. // Проблемы безопасности атомных электростанций і Чорнобиля. – 2010. – Вып. 13. – С. 19–26.
11. TMI-2 Analysis Exercise task Group, “TMI-2 Analysis Exercise Final Report” [Текст]. – NEA/CSNI/R. – 1992. – Vol. 91.
12. Капустин, А. В. Моделирование тяжелоаварийных сценариев на АЭС ТРИ-МАЙЛ-АЙЛЕНД в рамках бенчмарка WGAMA TMI-2 BENCHMARK EXERCISE с помощью кода СОКРАТ [Текст] / А. В. Капустин, К. С. Долганов, Д. Ю. Томашик. // 8-я МНТК «Обеспечение безопасности АЭС с ВВЭР – ОКБ Гидропресс». – Подольск (Россия), 2013.
13. Драт, Т. Анализ аварии на АЭС ТМ 1-2 с помощью кода АТНЛЕТ-CD [Текст] / Т. Драт, И. Д. Кляинхитпас, М. К. Кох // Атомная техника за рубежом. – 2007. – № 4. – С. 27–34.
14. Скалозубов, В. И. Вопросы моделирования тяжелых аварий в корпусных реакторах [Текст] / В. И. Скалозубов, В. Ю. Кочнева, В. Н. Колыханов, Г. Г. Габлая // Ядерна та радіаційна безпека. – 2010. – № 4 (48). – С. 26–34.
15. Support provided by the SARNET in the Framework Programs of Research of the European Commission [Text]. – Academic press is an imprint of Elsevir, 2012.
16. Скалозубов, В. И. Анализ причин и последствий аварии на АЭС Fukushima как фактор предотвращения тяжелых аварий в корпусных реакторах [Текст] / В. И. Скалозубов, А. А. Ключников, В. Н. Ващенко, С. С. Яровой. – Чорнобиль: Ін-т проблем безпеки АЕС НАН України, 2012. – 280 с.