

**РОЗРОБКА ЗАХОДІВ, ЯКІ ПІДВИЩУЮТЬ ЯДЕРНУ, РАДІАЦІЙНУ
ТА ЕКОЛОГІЧНУ БЕЗПЕКУ ОБ'ЄКТА «УКРИТТЯ» ТА НОВОГО БЕЗПЕЧНОГО
КОНФАЙНМЕНТА**

(Тема 2)

О. О. Ключников, В. О. Краснов, Б. І. Огородников, О. С. Лагуненко, О. О. Одінцов

За результатами дослідження фізико-хімічних характеристик ядерно-небезпечних скупчень паливовмісних матеріалів (ПВМ) розроблено концептуальну схему можливих процесів утворення скупчень ПВМ з критичною масою палива, розроблено гіпотетичну модель процесу утворення зони з високим вмістом урану в приміщенні 305/2.

Розроблено графічну тривимірну модель приміщень 305/2, 304/3 від відміток +08.000 до +15.000 та визначено геометричні параметри й координати зони, в якій знаходяться скупчення ПВМ із високим вмістом урану. Зроблено попередню оцінку впливу чинників, що призводять до зворотної критичності, а саме обезводнення, зміни температури, деградації структури розмножуючого середовища.

Показано, що існує вірогідність виникнення самопідтримної ланцюгової реакції (зворотної критичності) у заданих діапазонах указаних чинників, яка зростає зі збільшенням масового вмісту урану від 52 %.

Проведено попередню оцінку ефективності контролю підкритичності ядерно-небезпечних скупчень у підреакторній плиті південно-східного квадранта приміщення 305/2 за допомогою штатної системи СКЯБ ІАСК об'єкта «Укриття». Проведено аналіз геометрії розміщення точок контролю та очікуваних відгуків блоків детектування на нейтрони витоку з району розміщення ядерно-небезпечного скупчення.

Для розробки засобів, що підвищують радіаційну та екологічну безпеку нового безпечного конфайнмента (НБК) та об'єкта «Укриття» виконано комплекс досліджень із визначення ефективності очищення рідких радіоактивних відходів (РРВ) об'єкта «Укриття» від полімерних та інших органічних сполук шляхом використання водного розчину «титан - залізний коагулянт». Установлено, що запропонований спосіб очищення має переваги в порівнянні з існуючими прототипами. Проведено дослідження з визначення ефективності запропонованого коагуляційно-сорбційного способу очищення РРВ об'єкта «Укриття» від органічних (полімерних) домішок і радіонуклідів.

З метою розробки довгострокового прогнозу поведінки радіоактивного пилу в об'єкті «Укриття» у 2013 р. розпочато довготривалий лабораторний експеримент із визначення динаміки ерозії лавоподібних ПВМ (ЛПВМ) різного типу, для чого було відібрано два зразки: зразок "пемзи" масою 51,88 мг з приміщення 012/7 і зразок коричневих ЛПВМ масою 42,23 мг з приміщення 210/7.

Проведено спостереження за концентраціями і дисперсним складом радіоактивних аерозолів, що надходять із центрального залу об'єкта «Укриття» в атмосферу через висотну вентиляційну трубу ВТ-2. Розраховано кількість короткоживучих дочірніх продуктів радону та торону, визначено довгоіснуючі радіонукліди "чорнобильського" генезису.

У процесі дослідження властивостей біотичного чинника, що знаходиться в РРВ об'єкта «Укриття», виділено 12 культур мікроорганізмів, що мають амілолітичну активність, здатних руйнувати синтетичні кремнійвмісні латекси.

Вивчено вплив рН на розвиток культур і деструкцію пілопригнічуючої емульсії, вплив аніонів кислот для регулювання рН на розвиток культур-деструкторів пілопригнічуючої емульсії, вплив температури на зростання культур, вплив катіонів металів і аніонів кислот на руйнування пілопригнічуючої емульсії виділеними культурами у присутності мікробних співтовариств вод об'єкта «Укриття».

Проведено систематизацію та аналіз даних про властивості культур мікроорганізмів, що руйнують пілопригнічуючу емульсію у воді об'єкта «Укриття».

Розроблено інноваційний спосіб очищення вод об'єкта «Укриття» від пілопригнічуючої емульсії з використанням біоти (мікроорганізмів).

У результаті дослідження фізико-хімічних властивостей РРВ і ЛПВМ об'єкта «Укриття» отримано експериментальні дані по вилуговуванню стронцію та плутонію з ЛПВМ приміщення 012/7.

Проведено радіохімічний та елементний аналіз зразків коричневих, чорних і поліхромних ЛПВМ, відібраних у приміщеннях об'єкта «Укриття». Уточнено зміст трансуранових елементів, урану та цирконію в досліджених зразках ЛПВМ.

ДОСЛІДЖЕННЯ ФІЗИКО-ХІМІЧНИХ ПРОЦЕСІВ, ЩО ВИЗНАЧАЮТЬ ДЕГРАДАЦІЮ ПВМ ОБ'ЄКТА «УКРИТТЯ», НА ПЕРІОД ДО ЇХНЬОГО КОНТРОЛЬОВАНОГО ЗБЕРІГАННЯ ЧИ ПЕРЕРОБКИ (Тема 3)

С. В. Габелков, О. Е. Меленевський, І. О. Ушаков

У 2013 р. дослідження за темою включали адаптацію методу визначення об'ємів порових каналів ПВМ шляхом видалення робочої рідини з них при її випаровуванні для вимірювання характеристик ПВМ.

Досліджені зразки коричневої та чорної керамік мали удавану густину 2,39 і 1,66 г/см³, відкрити пористість 13 і 20 % відповідно. Зразки поліхромної кераміки відкритої пористості не мали. Коричнева кераміка містить пори з формою, близькою до сферичної, з діаметрами 100 - 200, 40 - 50 і ~10 мкм.

Поровий простір ЛПВМ є сумою декількох сукупностей порових каналів, дві з яких мають діаметри в нанорозмірному діапазоні. Нанорозмірні порові канали є результатом накопичення радіаційних дефектів у ЛПВМ при самоопроміненні, а мікронні - виділення газів із розплаву ЛПВМ при їхньому остиганні під час аварії 4-го блока.

Для проведення досліджень було виготовлено зразки коричневої, чорної і поліхромної керамік ЛПВМ у вигляді пластин із розмірами (30 - 40) × (25 - 35) × (2,5 - 4) мм.

Пікнометрична густина зразків коричневої кераміки ЛПВМ із збільшенням відстані (положення зразка від краю шматка матеріалу) зростає від 2,89 до 3,02 г/см³, потім зменшується до 2,88 г/см³ і знову зростає до 3,05 г/см³. Залежність є періодичною з кроком 15 мм. Залежність для чорної кераміки має подібний вигляд. Відзначається дещо більший діапазон значень пікнометричної густини. Крок залежності становить 13 - 14 мм.

Відкрита пористість коричневої кераміки становить 5,3 - 11,9 % при середньому значенні 7,1 %. У чорної кераміки відкрита пористість має приблизно вдвічі більше середнє значення - 16,2 % при вдвічі більшому їхньому розкиді 9,8 - 23,3 %. Значення відкритої пористості як коричневої, так і чорної керамік не залежать від положення зразка у шматку матеріалу. Розкид значень є статистичним.

Періодичність зміни пікнометричної густини ЛПВМ свідчить про неоднорідність структури ЛПВМ. Вона обумовлена нерівномірним розподілом у матеріалі елементів із великою атомною масою і сформувалася при взаємодії таблеток оксидного палива з розплавом силікатного матеріалу, який не досяг рівноважного стану через його охолодження під час запроектої аварії 4-го енергоблока ЧАЕС.

Проведено вимірювання альфа-активності пилу (ААП), що накопичився на ділянці поверхні ЛПВМ приміщення 304/3 об'єкта «Укриття» ЧАЕС за відрізки часу загальною протяжністю у 284 доби. Вона становила 170,8 Бк, або 2,15 кБк у перерахунку на 1 м² за рік, приріст її за рік - більше ніж 3 %. Максимальна активність пилу відповідала періоду безпосередньо після висихання конденсаційної вологи на поверхні ЛПВМ. Імовірно джерело пилу - фрагментарно дисперговані ділянки лави з високою концентрацією палива. Розрахована товщина зруйнованого за рік шару лави близько 15 мкм. Швидкість відриву ААП від сухої поверхні ЛПВМ у 7,2 рази більша, ніж від обводненої, яка зменшувала надходження кисню до інкорпорованих у силікатну матрицю лави частинок аварійного ядерного палива.

Відносна концентрація частинок ААП із аеродинамічним діаметром < 0,8 мкм росла зі збільшенням часу накопичення пилу, що свідчить про продовження процесу подрібнення й у відірваних від лави частинках.

Пояснення процесів утворення та подальшого подрібнення ААП потребує залучення не менше ніж двох незалежних механізмів диспергування.

РОЗРОБКА МЕТОДІВ І ЗАСОБІВ КОНТРОЛЮ КОЕФІЦІЄНТІВ РЕАКТИВНОСТІ ЯДЕРНОГО РЕАКТОРА (Тема 9)

В. І. Борисенко, М. М. Сидорук

Метою роботи є розробка нових методів визначення параметрів безпеки ядерного реактора - коефіцієнтів реактивності. Актуальність роботи визначається необхідністю реалізації на АЕС вимог правил ядерної безпеки реакторів з водою під тиском, що діють із 2008 р., та містять нові положення по здійсненню постійного контролю за коефіцієнтами реактивності. Впровадження результатів запропонованої наукової роботи на АЕС є важливою складовою комплексної програми з підвищення безпеки реакторних установок. Під час виконання роботи будуть визначені методи, що дають змогу визначати коефіцієнти реактивності незалежно від рівня потужності реактора. Розроблені програмно-технічні засоби по визначенню коефіцієнтів реактивності будуть використані в лабораторному макеті системи.

У 2008 р. в Україні введено в дію «Правила ядерної безпеки реакторних установок атомних станцій з реакторами з водою під тиском. НП 306.2.145-2008». Відповідно до вимог цього документа з водою під тиском повинно бути реалізовано ряд контрольно-вимірювальних завдань, зокрема:

- по контролю реактивності та швидкості її зміни;
- по визначенню коефіцієнтів реактивності;
- по визначенню підкритичності активної зони;
- по контролю нерівномірності енерговиділення в активній зоні.

За деякими вимогами ще немає апробованих науково-технічних рішень, наприклад за визначенням коефіцієнтів реактивності (параметрів безпеки) ядерного реактора протягом усієї паливної кампанії.

Таким чином, для забезпечення безпеки експлуатації ядерних реакторів, як мінімум, повинні виконуватися всі вимоги нормативних документів.

Додатковим аргументом на підтримку необхідності виконання такої роботи є постійне вдосконалення паливних циклів, спрямоване на зниження паливної складової у вартості виробленої на АЕС електроенергії, що веде до збільшення маси урану в активній зоні реактора та зміни водородуранового співвідношення. Це, у свою чергу, веде до зміни коефіцієнтів реактивності, тому необхідно мати постійний контроль за коефіцієнтами реактивності реактора з метою недопущення роботи реактора з «небезпечними» коефіцієнтами реактивності.

Рішення рівнянь кінетики реактора з урахуванням зворотних зв'язків по ефектам реактивності дає змогу знайти співвідношення для визначення температурного коефіцієнта реактивності за температурою теплоносія. Для цього необхідно визначити взаємоспектральну густину потужності сигналів датчиків температури теплоносія та нейтронного потоку, а також автоспектральну густину потужності сигналу нейтронного датчика. Відношення цих величин і є температурним коефіцієнтом реактивності. Проблема полягає в знаходженні в об'ємі реактора місць розташування детекторів, сигнали яких найбільшою мірою задовольняють прийнятій моделі кінетики реактора. Аналогічне рішення може бути знайдено й для визначення інших коефіцієнтів реактивності.

У рамках виконання роботи проведено аналіз та обрано метод рішення задачі неперервного визначення коефіцієнтів реактивності реактора. Розроблено вимоги до апаратури контролю спектральних складових сигналів детекторів контролю ядерного реактора.

**СТАТИСТИЧНІ ВЛАСТИВОСТІ НЕЙТРОННИХ СИСТЕМ ТА ЇХНЄ ВИКОРИСТАННЯ
ДЛЯ ВИМІРЮВАННЯ ХАРАКТЕРИСТИК ЯДЕРНО-НЕБЕЗПЕЧНИХ ОБ'ЄКТІВ АЕС
(Тема 10)**

В. М. Павлович, О. А. Кучмагра, Д. А. Літвінов, Г. І. Одинокін

Розроблено та виготовлено вдосконалений апаратурно-програмний комплекс (АПК) з двома нейтронними вимірювальними каналами.

Основною визначальною рисою нового вимірювача часу реєстрації подій, що входить в АПК, є фіксація часу реєстрації нейтрона з наносекундною точністю. Це дає змогу застосовувати вдосконалені методики нейтронних вимірювань та обробки даних, тобто перенести аналіз збігів і кореляцій на етапі комп'ютерної поствимірювальної обробки результатів, що суттєво спрощує та здешевлює апаратурно-технічну реалізацію експерименту. Методика проведення багатопараметричних нейтронних вимірювань забезпечує за один цикл вимірювань накопичення достатнього об'єму інформації, необхідного для подальшої автономної обробки за різними алгоритмами, що проводять відбір подій за необхідними часовими кореляціями або іншими ознаками.

Точність вимірювання значно збільшено за рахунок збільшення роздільної здатності (у 25 разів), максимального зниження впливу прорахунків та зниження впливу «мертвого» часу, обумовленого кінцевим часом формування імпульсів, а також за рахунок застосування двоканальної реєстрації нейтронів. Це дає змогу фіксувати в цифровій формі вхідний імпульсний потік та визначати фактичний збіг подій та інші характеристики програмно під час обробки результатів вимірювань, не використовуючи громіздкі апаратурні методики.

Розроблено програму візуалізації накопичених результатів вимірювань часу реєстрації нейтронів із представленням інформації щодо середнього значення частоти реєстрації та дисперсії.

Проведено цикл експериментів із 2-канальним АПК у лабораторних умовах. У вимірювальній лабораторії змонтовано стенд та проведено імітацію спотворення потоку вимірювальних даних від Pu-Be джерела нестационарною завадою різною частотою та інтенсивністю.

Розроблено спосіб знаходження спотворених завадою даних (на прикладі вимірювань часу реєстрації нейтронів від Pu-Be джерела) та метод виключення недостовірних даних.

Проведено цикл експериментів у сховищі відпрацьованого ядерного палива ЧАЕС по вимірюванню параметрів нейтронного потоку від відпрацьованих тепловиділяючих збірок (15 збірок) з метою визначення його характеристик.

На основі математичного моделювання методом Монте-Карло процесу розмноження нейтронів проаналізовано джерела похибок при визначенні параметрів підкритичності методом Фейнмана.

РОЗРОБКА НАУКОВО-ТЕХНІЧНИХ ЗАСАД ТА ОБҐРУНТУВАННЯ ПРИНЦИПОВИХ ТЕХНОЛОГІЧНИХ РІШЕНЬ ЩОДО ВИЛУЧЕННЯ ПВМ ІЗ ОБ'ЄКТА «УКРИТТЯ» З ВИКОРИСТАННЯМ МАЙБУТНЬОГО БЕЗПЕЧНОГО КОНФАЙНМЕНТА ТА СТВОРЕННЯ ВІДПОВІДНОЇ ІНФРАСТРУКТУРИ ДЛЯ ПОДАЛЬШОГО ПОВОДЖЕННЯ З НИМИ (Тема 11)

В. М. Щербін, В. Г. Батій, О. В. Балан, О. С. Лагуненко

Проведено аналіз основних зон проведення робіт з вилучення паливовмісних матеріалів (ПВМ). На підставі даних з потужності експозиційної дози (ПЕД) у свердловинах у підреакторному просторі була побудована комп'ютерна об'ємна модель гамма-поля і показано, що максимальні значення ПЕД у даний час (до 900 Р/год) спостерігаються під схемою «Е» (залишки відпрацьованих тепловиділяючих збірок - ВТВЗ) і в нижній частині шахти реактора (до 600 Р/ч) (скупчення лавоподібних ПВМ). Побудована модель гамма-поля в південному басейні витримки показала, що максимум (до 1500 Р/год) спостерігається в нижній частині басейну, що вказує на те, що значна частина ВТВЗ була зруйнована при аварії. Модель гамма-поля в центральному залі показала, що максимум (до 1000 Р/год) спостерігається в завалах поблизу північного басейну витримки, а радіаційна обстановка на покрівлі об'єкта «Укриття» визначається значною мірою фрагментами активної зони на верхніх ходових площадках вузла розвішування свіжого палива.

Аналіз факторів впливу ПВМ на персонал та навколишнє середовище вказав на необхідність невідкладного (одразу після демонтажу нестабільних конструкцій) вилучення скупчень ПВМ, що можуть у першу чергу впливати на персонал та навколишнє середовище (схема «Е», південний басейн витримки, центральний зал, інші скупчення на верхніх відмітках, потенційно ядерно-небезпечні скупчення). Ці скупчення являють собою найбільшу небезпеку. Їхнє вилучення можливо тільки з використанням систем нового безпечного конфайнмента (НБК). Без вилучення ПВМ із цієї зони неможливо буде зняти з експлуатації НБК.

Для оптимізації технологічних рішень розроблено інтерактивну модель процесу вилучення ПВМ з верхніх відміток об'єкта «Укриття» за допомогою навісного обладнання системи основних кранів НБК і дистанційно-керованих механізмів. Запропоновано послідовність проведення робіт.

Для вибору прийнятного варіанту поведінки з ПВМ із нижніх відміток запропоновано провести багатокритеріальний аналіз і порівняти два основних варіанти: А - консервація цих скупчень ПВМ на строк до 300 років; Б - проведення вилучення всіх ПВМ до зняття з експлуатації НБК (у варіанті Б є ряд підваріантів, що відрізняються вибором шляхів доступу та технологій). У числі найважливіших критеріїв для вибору оптимального варіанта - швидкість деградації лавоподібних ПВМ, затрати на реалізацію варіантів, дози персоналу, екологічні ризики тощо.

Системи НБК дають змогу провести вилучення основних скупчень ПВМ, але враховуючи складність вирішення цієї проблеми, детальне опрацювання і пробні експерименти з вилучення ПВМ

необхідно почати відразу після введення в експлуатацію НБК. Розроблені в результаті виконання даної науково-дослідницької роботи принципові технологічні рішення будуть використані для більш детальних науково-технічних розробок проблемних питань, зокрема первинного сортування ПВМ у місцях вилучення, вимірювання кількості ядерних матеріалів в умовах сильного гамма-фону тощо та формулювання вимог до додаткової інфраструктури, необхідної для поводження з ПВМ.

**ОЦІНКА НАСЛІДКІВ ТРАНСГРАНИЧНОГО ПЕРЕНЕСЕННЯ РАДІОНУКЛІДІВ
У ВИПАДКУ АВАРІЙ НА АЕС УКРАЇНИ ПРИ СКЛАДНИХ НЕБЕЗПЕЧНИХ
ТА НЕСПРИЯТЛИВИХ МЕТЕОРОЛОГІЧНИХ УМОВАХ**
(Тема 12)

Є. К. Гаргер, М. М. Талерко, Б. С. Прістер

У ході проведення чисельних експериментів для виявлення найбільш небезпечних метеоумов для різних просторових масштабів зони радіоактивного забруднення виконано опис синоптичних ситуацій та розрахунки прогнозів метеоелементів за моделлю чисельного прогнозу погоди WRF V3.1.

За допомогою мезомасштабної моделі атмосферного переносу радіонуклідів LEDI проведено розрахунки можливого радіоактивного забруднення повітря та ґрунту для п'яти сценаріїв проектних і запроєктних аварій на Рівненській та Хмельницькій АЕС, що призводять до транскордонного переносу викиду на територію Білорусі та Польщі. Для кожного із сценаріїв виконано консервативні оцінки доз зовнішнього і внутрішнього (при інгаляційному надходженні) опромінення населення залежно від відстані до АЕС.

Для розглянутих сценаріїв аварійних викидів і обраних метеорологічних умов отримано, що рівні радіоактивного забруднення приземного повітря на території Польщі та Білорусі в період проходження радіоактивного викиду для майже всіх радіологічно значимих радіонуклідів не перевищує допустимих значень, установлених НРБУ-97, навіть при консервативному припущенні про тривалість аварійного викиду 1 год. Короткочасне (тривалістю 1 год) перевищення отримано для аварій з відривом кришки колектора парогенератора: до 3,3 разів для ^{131}I і до 1,4 рази для ^{133}I при перенесенні на Білорусь, а також в 1,4 рази на території Польщі. Для максимальної проектно аварії допустимі рівні в повітрі короткочасно перевищуються в Білорусі по ^{131}I (в 1,3 рази) та ізотопах церію (до 8 разів), а також у Польщі по ^{144}Ce (до 4 разів). У випадках, коли реальна тривалість аварійного викиду може перевищити кілька годин, на територіях суміжних країн об'ємна концентрація практично всіх нуклідів не перевищуватиме допустимих значень, установлених НРБУ-97. Транскордонне перенесення на територію суміжних країн становить близько 50 % початкового викиду ^{131}I , до 20 % короткоживучих ізотопів йоду і більше 80 % довгоіснуючих нуклідів в аерозольній формі.

На основі розроблених моделей атмосферного перенесення створено та впроваджено інформаційно-аналітичну систему, призначену для оцінок та прогнозування радіаційної ситуації в межах чорнобильської зони відчуження (ЧЗВ) з метою забезпечення оперативної підтримки прийняття рішень про введення контрзаходів щодо захисту персоналу, який працює на території ЧЗВ. Система призначена для розрахунків об'ємної активності основних у даний час дозоутворюючих нуклідів ^{137}Cs , ^{90}Sr , $^{239+240}\text{Pu}$, ^{241}Am в повітрі та поверхневої активності на ґрунті в межах ЧЗВ, доз зовнішнього та внутрішнього (за рахунок інгаляційного надходження) опромінення персоналу ЧЗВ та населення за її межами. Система може використовуватися як при нормальних умовах, так і при підвищеній емісії радіонуклідів у повітрі (аварійні ситуації на радіаційно-небезпечних об'єктах у ЧЗВ, екстремальні погодні умови, включаючи періоди сильного вітру, смерчі, лісові пожежі). Система оцінює поточну радіаційну ситуацію та прогнозує її розвиток на період від 1 до 24 год.

**НАУКОВІ ЗАСАДИ, ТЕХНОЛОГІЇ ТА МАТЕРІАЛИ УПРАВЛІННЯ ТЕХНІЧНИМ СТАНОМ,
ПІДВИЩЕННЯ БЕЗПЕКИ, ЕНЕРГЕТИЧНОЇ Й ЕКОЛОГІЧНОЇ ЕФЕКТИВНОСТІ
ЕЛЕКТРО- ТА ТЕПЛОЕНЕРГЕТИЧНОГО ОБЛАДНАННЯ БЛОКІВ АЕС**
(Тема 13)

Г. М. Федоренко, Н. М. Фіалко, І. Г. Шарасєвський, Л. Б. Зімін, О. Г. Кенцицький

З метою дослідження та аналізу тангенційних нерівномірностей електромагнітних втрат і нагрівів у кінцевих зонах статора створено алгоритм і тривимірну модель електромагнітних і теплових процесів в елементах конструкції турбогенераторів, що експлуатуються у складі енергоблоків АЕС. Проведено дослідження залежності електромагнітних навантажень окремих елементів кінцевої зони

від режимів експлуатації обладнання. Установлено, що в режимах із споживанням реактивної потужності тангенціальні нерівномірності електромагнітних навантажень у кінцевій зоні осердя статора сягають більше 75 %. Розроблено технічні пропозиції щодо виключення таких негативних явищ в експлуатації.

Розроблено та відпрацьовано на тестових задачах і натурних експериментальних даних програмне забезпечення комп'ютерного комплексу діагностики, моніторингу та прогнозу технічного стану основного електротехнічного обладнання енергоблоків АЕС. Створено наукові основи й обґрунтовано методи управління станом обладнання та забезпечення штатних режимів його експлуатації.

Спільно з ІЕД та ІНМ НАН України виготовлено зразки та проведено дослідження теплофізичних характеристик ізоляційних матеріалів, створених із використанням наномодифікуючих домішок. Параметри отриманих зразків у 2 - 3 рази перевищують аналогічні показники ізоляції, що сьогодні використовуються у вітчизняному електромашинобудуванні. Визначено основні технічні параметри технології формування модифікованої ізоляції.

На основі запропонованої багатомірної геометричної моделі ідентифікації створено алгоритм автоматичного розпізнавання випадкових спектрів діагностичних сигналів, що відповідають початку кипіння теплоносія у тепловиділяючих збірках реакторів типу ВВЕР, а також розроблено комплекс відповідних комп'ютерних програм, які забезпечують реалізацію основних обчислювальних етапів автоматичного виявлення цього аномального режиму, що може виникати в процесі експлуатації активної зони енергетичного реактора водо-водяного типу й передусє аварійному режиму теплозйому, тобто кризі тепловіддачі на поверхні тепловиділяючих елементів.

УДОСКОНАЛЕННЯ СИСТЕМ РАДІАЦІЙНОГО КОНТРОЛЮ ТА АВАРІЙНОГО РЕАГУВАННЯ У РАЙОНАХ РОЗТАШУВАННЯ АЕС УКРАЇНИ З МЕТОЮ ПІДВИЩЕННЯ РІВНЯ РАДІАЦІЙНОГО ЗАХИСТУ НАСЕЛЕННЯ ТА НАВКОЛИШНЬОГО СЕРЕДОВИЩА (Тема 14)

Б. С. Прістер, Є. К. Гаргер

Зроблено оцінку внеску головних елементів ландшафтів зон впливу АЕС у формування дози опромінення населення при різних радіаційних ситуаціях. Розроблено алгоритм оцінки внеску головних елементів ландшафтів зон впливу АЕС у формування дози опромінення населення при різних радіаційних ситуаціях.

Показано що за рахунок відмінностей у властивостях ґрунтів рівні забруднення молока корів та дози від його споживання відрізняються більш як у 10 разів.

Алгоритм оцінки критичності головних елементів ландшафтів для використання з метою чисельного моделювання радіаційної ситуації включає послідовну оцінку значення коефіцієнта переходу радіонукліда з i -го типу ґрунту в j -й тип рослинності, щільності забруднення ґрунту та їхнє перемноження. Варіабельність значення критичності визначається значною мірою такими ландшафтними показниками, як уклін схилів, їхня експозиція, наближеність до аквальних ландшафтів, що визначаються і враховуються під час районування території.

Проведено оцінку ролі головних елементів ландшафтів у формуванні дози опромінення населення при рівній щільності забруднення ґрунту $\sigma = 37$ кБк·м⁻², з використанням проведених на попередньому етапі районування території та прогнозування питомої активності ¹³⁷Cs в сільськогосподарських культурах.

Оцінка показала, що вклад в дозу опромінення населення при рівній щільності заплавних ландшафтів на критичних торфово-болотних, дернових і лучних типах ґрунту з луговою і пасовищною рослинністю становить близько 80 %. У той же час схиліві елементи з частково зволженими й оглесними типами мінеральних ґрунтів, на яких вирощуються овочеві культури, бульби і коренеплоди, дають вклад у дозу в межах 5 – 15 %, а водороздільні частини – до 5 %.

За допомогою лагранжево-ейлерової мезомасштабної моделі атмосферного перенесення радіоактивних викидів LEDI (ІПБ АЕС НАН України) здійснено розрахунки полів поверхневої активності радіонуклідів для одного з метеорологічних сценаріїв, сформованого за допомогою моделі прогнозу погоди WRF, у випадку східного перенесення аварійного викиду внаслідок гіпотетичної радіаційної аварії на Рівненській АЕС. Для такого сценарію забруднення території проведено оцінку вмісту ¹³⁷Cs в сільськогосподарській продукції на момент випадіння за параметрами кінетичної моделі переходу радіонуклідів із ґрунту в рослини.

Оцінено критичність головних елементів ландшафтів із використанням в якості критерію критичності значення допустимих рівнів вмісту радіонукліда ^{137}Cs в продукції ДР-2006. Запропоновано три класи критичності об'єктів: без перевищення допустимих рівнів (ДР), досягнення ДР у межах $\pm 20\%$, із перевищенням ДР понад 20% .

Установлено, що щільність забруднення радіонуклідами поверхні не є єдиним параметром, що визначає радіаційну небезпеку і критичність головних елементів ландшафтів, у першу чергу їх визначають екологічні особливості. Так, пасовища на торфово-болотних ґрунтах із щільністю забруднення $10 \text{ кБк}\cdot\text{м}^{-2}$ виявилися критичнішими в порівнянні з оранкою під зерновими культурами, бульбами картоплі та коренеплодами на дерново-підзолистих ґрунтах з $\sigma > 37 \text{ кБк}\cdot\text{м}^{-2}$.

НАУКОВО-МЕТОДИЧНЕ ЗАБЕЗПЕЧЕННЯ РОБІТ НА ЕТАПАХ ЗНЯТТЯ З ЕКСПЛУАТАЦІЇ ЕНЕРГОБЛОКІВ АТОМНИХ ЕЛЕКТРИЧНИХ СТАНЦІЙ

Методологія оптимізаційних процедур щодо дезактивації обладнання при виконанні робіт зі зняття з експлуатації АЕС

(Тема 15)

А. В. Носовський, В. І. Богорад

За звітний період роботи проводились у напрямку розробки методології оптимізаційних процедур щодо дезактивації обладнання при виконанні робіт зі зняття з експлуатації АЕС. У ході проведення робіт були досліджені особливості процесу дезактивації при знятті з експлуатації АЕС, у тому числі:

- об'єкти проведення дезактиваційних робіт та особливості їхнього радіаційного забруднення;
 - технічні засоби дезактивації;
 - час проведення дезактиваційних робіт;
 - особливості, що потребують урахування, якщо на об'єкті траплялись радіаційні аварії.
- Визначено етапність реалізації підготовки робіт з дезактивації, а саме:
- прийняття рішення щодо доцільності проведення дезактивації;
 - визначення послідовності проведення робіт з дезактивації з урахуванням пріоритетності об'єктів обробки та особливостей радіоактивного забруднення;
 - вибір (або розробка) технології дезактивації з урахуванням наявних технічних засобів та ефективності дезактивації для досягнення визначеної мети;
 - визначення необхідних ресурсів для забезпечення проведення дезактиваційних робіт.
- Кожен із визначених етапів є об'єктом оптимізаційних процедур зі своїми критеріями (як чисельними, так і якісними).

МОДЕЛЮВАННЯ ТА УПРАВЛІННЯ ВАЖКИМИ АВАРІЯМИ НА ДІЮЧИХ ВІТЧИЗНЯНИХ АТОМНИХ ЕЛЕКТРОСТАНЦІЯХ

(Тема 16)

В. І. Скалозубов, Ю. О. Комаров

При проведенні оглядового аналізу та систематизації підходів, методів і стану теоретичних та експериментальних досліджень із моделювання позапроектних аварій на АЕС установлено, що на даний час немає єдиного підходу до моделювання позапроектних аварій на АЕС.

Згідно з нормами та правилами безпеки ядерної енергетики України, а також передового міжнародного досвіду та рекомендаціям МАГАТЕ на АЕС мають бути впроваджені спеціальні керівництва або процедури для управління позапроектними (УПА) і важкими аваріями. Сучасні нормативні документи (наприклад, п.10.9 ЗПБ-2008) визначають два основні підходи при розробці експлуатаційної документації з УПА:

1) подієво-орієнтований підхід, в основі якого є розробки алгоритмів дій персоналу та організаційно-технічних заходів при УПА під конкретні вихідні події аварії (ВПА) та/або об'єднані групи ВПА;

2) симптомно-орієнтований підхід, в основі якого є розробки алгоритмів дій персоналу з УПА під відхилення контрольованих технологічних параметрів і/або спрацьовування технологічних систем, що відображають виникнення ВПА (ознаки/симптоми аварій).

Більш перспективним для УПА є симптомно-орієнтований підхід, особливо для умов, в яких важко однозначно ідентифікувати ВПА.

У розроблених керівництвах з управління позапроектними аваріями (КУПА) на АЕС України з ВВЕР неефективно використовують переваги симптомно-орієнтованих підходів.

Основні вимоги до методичного забезпечення при моделюванні та аналізі важких аварій на корпусних реакторах типу ВВЕР:

1) умови виникнення важких аварій, стан пошкодженої активної зони, конфігурації працездатних систем безпеки для подальшого управління важкої аварією в загальному випадку залежать від усього можливого спектра ВПА (відмови/порушення систем, внутрішні та зовнішні екстремальні події), що можуть призвести до важкого пошкодження палива;

2) моделювання та аналіз доцільно розглядати на трьох основних стадіях - внутрішньокорпусних, зовнішньокорпусних (у межах контайнмента) і позаконтайнментних.

До моменту початку робіт над аварійними сценаріями повинен бути вибраний і обґрунтований перелік домінуючих аварійних сценаріїв, що підлягають дослідженню.

Вибір стратегії управління починається після завершення розробки загальних технічних основ позапроектного застосування (ЗТО ПЗ) систем та устаткування розглянутого енергоблока, а також суміжних систем інших енергоблоків. Крім того, до моменту початку робіт над стратегіями повинні бути вибрані й обґрунтовані переліки аварійних сценаріїв. Вибір переліків аварійних сценаріїв, що призводять до важкого пошкодження активної зони, необхідно виконати на основі розробки ЗТО ПЗ. Вибір та обґрунтування переліку виконується з урахуванням специфіки проекту енергоблока, результатів імовірнісного аналізу безпеки (ІАБ) ІАБ-1, ІАБ-2 та аналізу позапроектних аварій пілотних енергоблоків і включає поглиблене вивчення вразливості енергоблока до важких аварій.

Обрані стратегії повинні бути здійсненними при фізичних умовах, що виникають при специфічних порушеннях функцій безпеки, для яких ці стратегії призначені. Відмова стратегії на одній зі стадій її виконання повинна передбачати варіанти того, щоб досягти цілей на наступних стадіях розвитку аварії.

ВИДАВНИЧА ДІЯЛЬНІСТЬ

1. *Е. К. Гаргер. Физическое моделирование аварийных выбросов в атмосфере (Измерение лагранжевых характеристик турбулентности):* монографія. – Чернoбыль: Ін-т проблем безпеки АЕС НАН України, 2013. – 240 с. (19,5 ум. друк. арк.). – (У друці).

2. *Б. С. Пристер, А. А. Ключников, В. М. Шестопалов, В. П. Кухарь. Проблемы безопасности атомной энергетики. Уроки Чернобыля:* монографія. – Чернoбыль: Ін-т проблем безпеки АЕС НАН України, 2013. - 200 с. (16,3 ум. друк. арк.)

3. *А. А. Ключников, И. Г. Шараевский, Н. М. Фиалко, Л. Б. Зимин, Н. И. Шараевская. Теплофизика поврежденных реакторных установок:* монографія. - Чернoбыль: Ін-т проблем безпеки АЕС НАН України, 2013. - 528 с. (42,9 ум. друк. арк.)

4. **Проблеми безпеки атомних електростанцій і Чорнобиля.** - 2013. - Вип. 20. - 136 с. (15,8 ум. друк. арк.)

5. **Проблеми безпеки атомних електростанцій і Чорнобиля.** - 2013. - Вип. 21. - 120 с. (14 ум. друк. арк.)

6. *Е. Д. Высотский, А. И. Довыдьков, С. А. Довыдьков, В. А. Краснов, В. Н. Щербин. Контроль топливосодержащих материалов в помещениях 505/3 и 914/2 объекта «Укрытие».* - Чернoбыль, 2013. – 32 с. (2,1 ум. друк. арк.). - (Препр. / НАН України. ИПБ АЭС; 13-1).

7. *Е. Д. Высотский, А. И. Довыдьков, С. А. Довыдьков, В. А. Краснов, В. Н. Щербин. Контроль топливосодержащих материалов в помещении 504/2 объекта «Укрытие».* - Чернoбыль, 2013. – 40 с. (2,6 ум. друк. арк.). - (Препр. / НАН України. ИПБ АЭС; 13-2).

8. **Інститут проблем безпеки АЕС НАН України:** буклет (до 10-річчя ІПБ АЕС). – Чорнобыль: Ін-т проблем безпеки АЕС НАН України, 2013. – 40 с. (4,7 ум. друк. арк.).