

**ДОСЛІДЖЕННЯ ВПЛИВУ ЗМІН ВЛАСТИВОСТЕЙ ПАЛИВОВМІСНИХ МАТЕРІАЛІВ
ОБ'ЄКТА «УКРИТТЯ» НА ЙОГО ЯДЕРНУ, РАДІАЦІЙНУ
ТА РАДІОЕКОЛОГІЧНУ БЕЗПЕКУ**

(Тема 2)

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

Головною метою роботи за темою було забезпечення ядерної, радіаційної та радіоекологічної безпеки об'єкта «Укриття» шляхом:

здійснення довгострокового неоперативного моніторингу паливовмісних матеріалів (ПВМ) об'єкта «Укриття»;

розробки прогнозних оцінок стану об'єкта «Укриття» щодо підвищення його безпеки; розробки засобів локалізації та вилучення ПВМ із доступних скупчень у приміщеннях об'єкта «Укриття».

Дослідження за темою було проведено за такими основними напрямками:

аналіз процесів утворення та поведінки лавоподібних ПВМ (ЛПВМ) при аварії на ЧАЕС;

вивчення поведінки ПВМ об'єкта «Укриття» як чинника ядерної, радіаційної і радіоекологічної небезпеки під впливом зовнішніх і внутрішніх факторів;

розробка засобів для локалізації та вилучення ПВМ із доступних скупчень у приміщеннях об'єкта «Укриття».

Визначення концентрацій та дисперсного складу радіоактивних аерозолів, що надходять з центрального залу об'єкта «Укриття» до атмосфери через висотну вентиляційну трубу ВТ-2, показали, що об'ємна активність суми бета-випромінюючих нуклідів ($\Sigma\beta$) - продуктів Чорнобильської аварії - змінювалася в широкому діапазоні. Найчастіша величина $\Sigma\beta$ дорівнювала 1 – 10 Бк/м³.

На підставі розподілів радіоактивних речовин по фільтруючих шарах встановлено, що продукти Чорнобильської аварії переважно зосереджені на частинках з медіанним за активністю аеродинамічним діаметром (АМАД) більше 2 мкм.

Показано, що у звітний період концентрації аерозолів-носіїв дочірніх продуктів радону і торону (ДПР) залишалися досить стабільними: мінімальні й максимальні значення відрізнялися від середнього рівня, як правило, не більше ніж у два-три рази. Практично всі концентрації ²¹²Pb - дочірнього продукту торону, що має період напіврозпаду 10,64 год, у викидах через систему "Байпас" знаходилися в діапазоні 1 – 5 Бк/м³.

ДПР були асоційовані переважно з аерозольними частками, що мали АМАД у діапазоні 0,1 – 0,3 мкм.

На основі досліджень зразків аерозолів з басейну-барботеру в приміщенні 012/7 (відмітка 0,0 м) на відстані 2 м від скупчення ЛПВМ зроблено висновок, що досліджуване скупчення генерує нині аерозолі з АМАД більше 1 мкм.

У результаті лабораторних досліджень встановлено, що швидкість вітрової ерозії зразка коричневих ЛПВМ у 2011 р. становить величину 19 мкг/(см²·рік).

Дослідження поведінки урану, продуктів поділу та трансуранових елементів у рідких радіоактивних відходах (РРВ) об'єкта «Укриття» показали:

об'єми води в основних неорганізованих скупченнях упродовж останніх років з урахуванням сезонних змін залишаються практично незмінними;

спостерігається стійка тенденція збільшення вмісту урану, продуктів поділу та трансуранових елементів у найбільшому водному скупченні приміщення 001/3;

співвідношення ²³⁸Pu/²³⁹⁺²⁴⁰Pu в РРВ об'єкта «Укриття» змінюється від 0,41 до 0,52 (розрахункове значення для базового складу палива 0,483 на 1 липня 2011 р.), що свідчить про різне вигорання палива, розчиненого у водних скупченнях.

Унаслідок більшої розчинності кюрію в РРВ об'єкта «Укриття» практично в усіх скупченнях відношення $^{244}\text{Cm}/^{239+240}\text{Pu}$ значно перевищує аналогічний показник базового складу опроміненого палива 4-го блока ЧАЕС (0,064 на 1 липня 2011 р.). Наприклад, у приміщеннях 012/5-8 басейну-барботера відношення $^{244}\text{Cm}/^{239+240}\text{Pu}$ перевищує розрахункове значення для базового складу майже в 10 разів. На даний час ^{244}Cm є основним джерелом нейтронів спонтанного поділу в паливі 4-го блока, тобто при висиханні РРВ утворюються вторинні відкладення, ядерно-фізичні властивості яких значно відрізняються від властивостей ПВМ.

Аналіз даних, отриманих у результаті досліджень процесів вилуговування радіонуклідів із ПВМ, показує, що за несприятливих умов при деструкції ЛПВМ на фрагменти, аналогічні дослідженим (3 – 5 мм), у "блокових" водах чорні ЛПВМ розчиняться приблизно через 1400 років, коричневі - 5800 років, а поліхромні – більш ніж 10000 років. При цьому близько 0,1 – 0,2 % коричневих і чорних ЛПВМ розчиняються практично в перші доби контакту з водою.

Методом електронної мікроскопії досліджено процес розчинення зразків відпрацьованого ядерного палива (ВЯП) при дії мікроорганізмів. Проведено дослідження ВЯП-руйнівних мікроорганізмів у різних умовах.

При дослідженні зразків аерозолів об'єкта «Укриття» методом електронної растрової мікроскопії знайдено велику кількість частинок, що складаються з органічної речовини. Значна кількість цих частинок ідентифікується як клітини мікроорганізмів, спори, коки.

Уточнено кількість, склад та розміщення матеріалів, що були присутніми в шахті реактора та приміщенні 305/2 в перші хвилини аварії.

Уточнено сценарій утворення ЛПВМ. Визначено температурні межі процесів утворення та розтікання лав і розплаву металів. Побудовано послідовність подій при утворенні лав. Уточнено характеристики скупчень ПВМ у шахті реактора та великого горизонтального потоку лав.

Отримано нову оцінку кількості паливного пилу в об'єкті «Укриття».

Проведено полігонні випробування дослідного зразка створеного дистанційно керованого комплексу для вилучення й локалізації ПВМ об'єкта «Укриття».

ВИВЧЕННЯ ФІЗИЧНИХ МЕХАНІЗМІВ ДІЇ ВНУТРІШНІХ І СТРУКТУРНИХ ЧИННИКІВ, ВІДПОВІДАЛЬНИХ ЗА ПРОЦЕСИ ДЕГРАДАЦІЇ ПВМ ОБ'ЄКТА "УКРИТТЯ" В ПЕРІОД ЙОГО ПЕРЕВЕДЕННЯ В ЕКОЛОГІЧНО БЕЗПЕЧНУ СИСТЕМУ (Тема 3)

О. В. Жидков

У 2011 р. дослідження за темою включало в себе ідентифікацію змін пілогенеруючої здатності ЛПВМ з плином часу, маючи на увазі наростання в них кількості радіаційних ушкоджень. Також визначалась пілогенеруюча здатність ЛПВМ та ОЯП (опромінене ядерне паливо) при прямому експериментальному моделюванні змін стану ЛПВМ генерацією в них відомої кількості радіаційних ушкоджень шляхом зовнішнього нейтронного опромінення. Ідея дослідження полягала в тому, що важливим ланцюжком фізичного механізму, відповідального за спонтанне пілоутворення, є попереднє утворення в об'ємі (й на поверхні) ПВМ кластерів розупорядкованих областей радіаційного походження; їхня концентрація збільшується з часом, що супроводжується статистичним збільшенням середнього розміру радіаційного кластера (пилової частинки) та різким зменшенням імовірності відділення такого кластера від поверхні, тобто пілогенеруючої здатності як такої.

Досліджувалась пілогенеруюча здатність опроміненого ядерного палива об'єкта «Укриття». Також досліджувався цей параметр для чотирьох груп зразків ЛПВМ усіх основних типів (коричневі, чорні та поліхромні лави). Перша група зразків не зазнавала впливів будь-якого зовнішнього опромінення (контрольна), що зберігалась за нормальних лабораторних умов протягом понад 12 років з часу попереднього визначення їхньої пілогенеруючої здатності. Три інші групи зразків опромінено флюенсом швидких нейтронів $2,5 \cdot 10^{18} \text{ см}^{-2}$,

$9 \cdot 10^{18} \text{ см}^{-2}$ та $3,5 \cdot 10^{19} \text{ см}^{-2}$ відповідно, що відповідає дозам самоопромінення ЛПВМ (залежно від їхнього типу) у середньому на 10, 30 та на 100 років наперед. Усього було проведено близько 1 тис. вимірювань активності пилу, знятого з поверхні ПВМ.

У результаті проведених досліджень встановлено, що радіонуклідний склад пилу не змінився, тобто він відповідає такому для основного об'єму матеріалу. Якщо пилогенеруюча здатність ЛПВМ у 1997 р. становила в середньому $600 \text{ Бк/см}^2 \cdot \text{добу}$ (β -активність), то наразі (2011 р.) пилогенеруюча здатність ЛПВМ у співставних умовах становить у середньому $1,7 \text{ Бк/см}^2 \cdot \text{добу}$, тобто вона зменшилася в 250 - 400 разів, залежно від конкретного типу ЛПВМ. Для опроміненого палива відповідні цифри становлять $2400 \text{ Бк/см}^2 \cdot \text{добу}$ та $1900 \text{ Бк/см}^2 \cdot \text{добу}$, тобто пилогенеруюча здатність ОЯП з роками практично не змінилася (у межах похибок експерименту). З'явилися окремі крупні пилові частки, видимі в оптичний мікроскоп (0,65 - 0,8 мкм), хоча їхню ідентифікацію методично не можна вважати достеменною.

У 2011 р. було продовжено дослідження з визначення радіаційної стійкості ЛПВМ по відношенню до характеристик їхньої міцності в тестах на ударне і статичне стискання. Отримані дані свідчать, що за останні 7 років (з 2004 р.) статична міцність ЛПВМ зменшилася в середньому в 4 - 5 разів (наразі становить 40 - 70 МПа), а питома робота руйнування – приблизно в 10 разів (становить порядку 80 кДж/м^3). Дослідження опромінених нейтронами зразків ЛПВМ, про які йшлося вище, показали падіння міцності в тих же тестах ще в декілька разів.

Фізично несуперечливе пояснення сукупності отриманих даних полягає в тому, що з роками відбувається кластеризація розупорядкованих областей в ЛПВМ через зростання їхньої концентрації з часом, що має проявом укрупнення пилових часток, що відділяються від поверхні, та одночасно різке зниження ймовірності такого процесу, що має проявом різке зниження пилогенеруючої здатності ЛПВМ. Одночасно кластеризація розупорядкованих областей є наслідком збільшення концентрації та видовження тріщин (аж до магістральних) по межах розділу розупорядкованих областей та основного матеріалу, що саме є наслідком різкого зниження макроскопічної міцності ЛПВМ.

В експерименті встановлено, що радіаційне дефектоутворення в ЛПВМ призводить до їхнього структурного перетворення в інший стан, що супроводжується помітною деградацією їхніх фізико-механічних характеристик, зокрема стійкості до механічного руйнування, так що в умовах об'єкта «Укриття» стає ймовірним їхнє масове руйнування, що може статись після 2022 - 2025 рр. До 2020 р. таке руйнування мало ймовірне.

Передвісником такого процесу є зниження пилогенеруючої здатності ЛПВМ та укрупнення пилових часток, що спонтанно відділяються від їхньої поверхні. Пилогенеруюча здатність опроміненого палива об'єкта «Укриття» з часом не змінюється, оскільки дефектоутворення в опроміненому паливі відбулося раніше й через інші чинники.

З отриманих даних впливає необхідність вилучення ЛПВМ з об'єкта «Укриття» в термін 2020 - 2025 рр.

ДОСЛІДЖЕННЯ ПИЛОГЕНЕРУЮЧОЇ ЗДАТНОСТІ ПВМ ОБ'ЄКТА «УКРИТТЯ»

(Тема 7)

А. Е. Меленевський, І. О. Ушаков, В. П. Бадовський

Вивчено закономірності варіації концентрації і дисперсного складу радіоактивних аерозолів в утримуючому ЛПВМ приміщенні 304/3 об'єкта «Укриття» без зовнішнього впливу й при штучно створеному підйомі пилу в ньому.

Установлено, що здатні до підйому в повітря частинки ЛПВМ з радіонуклідами альфа-випромінювачами паливного походження (з яких формуються радіоактивні аерозолі) на поверхні ЛПВМ являють собою багатошарове утворення з когезійними зв'язками. Максимальна концентрація їхньої дрібнодисперсної фракції знаходиться у приповерхневому шарі. Це свідчить, що й після відриву фрагментів ЛПВМ від поверхні процес їхнього диспергування

продовжується. За період з 2008 по 2011 р. максимум радіоактивності у розподілі альфа-активних аерозолів за аеродинамічними діаметрами перемістився з інтервалу 2,0 - 10 мкм до 0,6 - 2,0 мкм. Найбільш виражене диспергування проявляється після літнього періоду підвищеної конденсації вологи на поверхні ЛПВМ. У перерахунку на 1 рік концентрація аерозолів з розмірами менше 0,6 мкм і від 0,6 до 2,0 мкм збільшилася на $5,0 \pm 3,6 \cdot 10^{-5}$ Бк/м³ і $1,2 \pm 0,3 \cdot 10^{-4}$ Бк/м³ відповідно.

Розподіл вимірюваних аерозолів за розмірами може бути задовільно описаний тільки з використанням двомодального наближення, що вказує на присутність в умовах приміщення 304/3, як мінімум, двох механізмів деструкції ЛПВМ, що призводять до диспергування поверхні.

Такими механізмами, імовірно, можуть бути:

а) запропонований чл.-кор. НАН України В. Й. Сугаковим механізм дифузії кисню в ЛПВМ до молекул UO_2 з подальшим доокисленням їх до U_3O_8 , що збільшує займаний об'єм майже на 30 %. При існуючих температурах розрахункова товщина зруйнованого таким способом протягом року шару ЛПВМ становить близько 250 мкм;

б) радіаційна деструкція об'єму ЛПВМ навколо дрібнодисперсних включень в ЛПВМ часток аварійного палива. За досягнутого в умовах вимірювань рівня реєстрації аеродинамічний діаметр цих включень виявився більшим за 0,5 мкм, а це значить, що в період формування ЛПВМ повного розчинення аварійного палива в силікатній суміші в більшості випадків не відбувалося.

РОЗРОБКА МЕТОДІВ І ЗАСОБІВ КОНТРОЛЮ ПІДКРИТИЧНОСТІ АКТИВНОЇ ЗОНИ РЕАКТОРА

(Тема 9)

О. О. Ключников, В. І. Борисенко

Мета роботи – розробка та апробація методів і засобів визначення підкритичності ядерного реактора на основі обробки сигналів нейтронних детекторів реактора.

На основі застосування формули зворотного множення нейтронів у підкритичному реакторі при контрольованій зміні ступеня підкритичності реактора можна визначити ряд величин, зокрема, і значення підкритичності ядерного реактора.

Отримано результати досліджень за визначенням підкритичності водо-водяного дослідницького реактора (ВВР-М) для різних конфігурацій паливних завантажень, а також досліджено можливість застосування запропонованої методики для контролю підкритичності енергетичного реактора (ВВЕР-1000) при перевантаженні ядерного палива.

У звіті представлено основні результати досліджень по розробці методів і засобів визначення підкритичності ядерного реактора.

Запропоновано метод визначення підкритичності ядерного реактора на основі застосування методу зворотного множення нейтронів у підкритичному реакторі та дослідження зміни сигналу нейтронного детектора при зміні ступеня підкритичності.

Результати роботи можуть бути використані при розробці й проектуванні системи визначення підкритичності і інших параметрів ідентифікації стану реакторної установки.

СТАТИСТИЧНІ ВЛАСТИВОСТІ НЕЙТРОННИХ СИСТЕМ ТА ЇХНЄ ВИКОРИСТАННЯ ДЛЯ ВИМІРЮВАННЯ ХАРАКТЕРИСТИК ЯДЕРНО-НЕБЕЗПЕЧНИХ ОБ'ЄКТІВ АЕС

(Тема 10)

В. М. Павлович, В. В. Рязанов, С. А. Стороженко, О. А. Кучмагра

У результаті проведених робіт з модернізації апаратурно-програмного комплексу з метою підвищення достовірності експериментальних даних шляхом мінімізації так званого мертвого часу реєструючої апаратури підвищення рівня захисту від перешкод електронних вузлів і каналів передачі інформаційних сигналів роздільна здатність інформаційно-вимірю-

вального каналу становила 60 нс. Сконструйовано підсилювачі нового покоління та виготовлено їх на рівні експериментального зразка.

На основі теорії випадкових розгалужених процесів розглянуто процес розмноження нейтронів у підкритичній розмножуючій системі в наближенні двох енергетичних груп нейтронів з урахуванням зовнішнього джерела нейтронів. Проведено порівняння з одгрупповим наближенням і показано, що у двогрупповому наближенні система характеризується двома параметрами критичності, перший з яких визначається балансом нейтронів, а другий – уповільнюючими властивостями середовища.

Одержані формули застосовано для розрахунку відношення дисперсії числа відліків детектора до середнього значення, яке використовується в методі Фейнмана для вимірювання параметрів критичності середовища. Показано, що граничне значення цього відношення не залежить від розбиття нейтронів на енергетичні групи. Показано також, що використання методу Фейнмана в двогрупповому наближенні практично не змінює результату вимірювань для випадку теплових систем, але може бути корисним для швидких реакторів, у яких істотно змінюються уповільнюючі властивості середовища.

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

Проведено аналіз архітектурно-будівельних рішень та систем нового безпечного конфайнмента (НБК), зокрема технологічних систем, системи контролю і управління та ін. з точки зору можливості подальшої діяльності з поводження з ПВМ.

Аналіз показав, що НБК забезпечить обмеження поширення радіоактивних речовин, технологічне забезпечення діяльності по вилученню ПВМ і радіоактивними відходами (РАВ), перш за все за допомогою системи кранів.

Для вироблення оптимальних концептуальних рішень щодо поводження з ПВМ було проведено підготовку вихідних даних і засобів, зокрема:

аналіз систем НБК з точки зору придатності для вилучення ПВМ;

підготовку вихідних даних для розробки альтернативних технологічних рішень поводження з ПВМ з використанням НБК (існуючі і перспективні технології та ін.);

аналіз та систематизацію розроблених раніше концептуальних підходів до вилучення ПВМ;

розробку інтерактивної комп'ютерної моделі процесу вилучення ПВМ.

Під час виконання робіт з вилучення ПВМ, можливе використання (створених на той час) технологічних систем першого та другого пускових комплексів ПК-1/ПК-2 або їх окремих компонентів за такими функціональними напрямками:

1) захист персоналу та навколишнього середовища від потенційних радіаційних впливів;

2) забезпечення функціонування допоміжних споруд та супутніх систем, що необхідні для експлуатації НБК;

3) забезпечення відповідних умов експлуатації постійних об'єктів, включаючи їхнє обслуговування.

Аналіз можливості використання технологічних систем ПК-1/ПК-2 або їхніх окремих компонентів під час виконання робіт з вилучення ПВМ показує:

у межах цих пускових комплексів буде створено 29 систем, що умовно поділяються на технічні та техніко-організаційні системи, а також системи управління;

кількість систем, що будуть використані повністю, 12;

кількість систем, що будуть використані частково, 7;

кількість систем, що потребують часткової або повної модернізації (адаптації), 10.

Попередній аналіз можливих концепцій вилучення ПВМ дозволяє стверджувати, що вилучення ПВМ та інших РАВ із верхніх позначок є пріоритетним та першочерговим завданням і може здійснюватися за допомогою кранів НБК. У той же час при вирішенні задачі поводження з ПВМ на нижніх позначках треба більш детально вивчити альтернативні варіанти:

вилучення за допомогою вертикальних технологій (крани НБК);

вилучення за допомогою горизонтальних технологій;

комбінований підхід;

консервація і віддалене рішення.

Для більш детального розгляду альтернативних варіантів і вибору оптимального розробляється інтерактивна модель об'єкта «Укриття». Вона реалізована на платформі Unity3D.

Дана інтерактивна модель дозволить моделювати різноманітні процеси, відпрацьовувати альтернативні рішення з вилучення ПВМ. У подальшому вона може бути використана при навчанні персоналу НБК. Крім того, на її основі можуть бути реалізовані програмні комплекси розрахунку зміни в часі радіаційного стану елементів конструкцій, моделювання операцій демонтажу обладнання, планування дозових навантажень фахівців при проведенні демонтажних заходів, управління процесом поводження з РАВ тощо.

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. Пристер

Обрана чисельна модель прогнозу погоди WRF(MM5), адаптована до умов України. Зроблено оцінку справджуваності прогнозів метеоелементів у граничному шарі атмосфери, розроблених з її використанням, за даними спостережень Держгідрометеорологічної служби України.

Для чисельних експериментів були побудовані рахункові області: перша область 37×37 комірок (81 км), друга область 73×73 комірок (27 км), третя область 100×139 комірок (9 км), четверта і п'ята області 100×100 комірок (3 км). Причому кожна наступна сітка розташована всередині попередньої сітки з відступом по краях від 6 до 12 рядів для виключення додаткових граничних похибок. Оцінка виправданості чисельних прогнозів погоди проводилася відповідно до методичних вказівок для метеорологічних елементів: температури, геопотенціалу, швидкості і напрямку вітру на ізобаричних поверхнях 1000, 925, 850 і 700 гПа на термін прогнозу 24 год. Розрахунки було зроблено для різних типів синоптичних ситуацій з великою й малою фактичною мінливістю полів. Розрахунки по MM5 проводилися при закріплених схемах обчислення характеристик граничного шару атмосфери, хмарності, конвекції, радіації тощо.

Чисельні прогнози показують хороші оцінки виправданості прогнозів метеорологічних параметрів: відносна помилка геопотенціалу змінюється від 0,4 до 0,67 на рівнях 1000 - 700 гПа. Відносні помилки прогнозу геопотенціалу для класів ситуацій «з малоградієнтними полями» і для «східної периферії антициклонів» невеликі: 0,42 - 0,43; абсолютна помилка прогнозу температури для зазначених класів не перевищує 2°C , що відповідає рівню 100 % виправданості прогнозів. Відносна помилка прогнозу температури на рівнях вище 1000 гПа змінюється в середньому від 0,4 до 0,7. Відносна помилка прогнозу для приземної температури повітря значно вище і змінюється від 0,8 до 1 і вище. Оцінка справджування швидкості та напрямку вітру проводилася відповідно до стандартної методології - абсолютна похибка прогнозу швидкості вітру коливається в межах 1,2 - 2,2 м/с залежно від ізобаричного рівня й розрахункового кроку сітки. Середня абсолютна похибка прогнозу швидкості вітру для даної

вибірки не перевищує 2 м/с. Напрямок вітру прогнозується з великими похибками від 22 до 54 град. Усі розрахунки і висновки зроблено з вибірки - квітень, травень 1986 р., жовтень 2006 р.

За допомогою лагранжево-ейлерової моделі LEDI виконано розрахунки формування полів об'ємної та поверхневої активності ^{137}Cs та ^{131}I в початковий період аварії на ЧАЕС для території найбільш радіоактивно забруднених областей Білорусі та Росії.

Згідно з моделюванням плями найбільшого радіоактивного забруднення на території Білорусі отримано в безпосередній близькості від ЧАЕС (південь Гомельської області) і на відстані 100 - 200 км на північ (східні частини Гомельської і Могилівської областей). В останньому випадку високі значення щільності радіоактивних випадінь обумовлені інтенсивними дощами в цьому регіоні протягом 28 - 29 квітня 1986 р.

Проведено реконструкцію динаміки формування радіоактивного забруднення території Брянської області Росії на основі підходу, застосованого для України та Білорусі. Обчислено значення добових випадінь та інтегральні за часом випадіння для 895 населених пунктів Брянської області. Модельні та вимірні значення щільності випадінь ^{137}Cs відрізняються не більше ніж в 1,5 рази для 47 %, а не більше ніж в 3 рази – для 95 % з 895 населених пунктів.

Порівняння результатів моделювання з даними вимірювань радіоактивного забруднення показало достовірність та ефективність методу реконструкції динаміки формування полів радіоактивного забруднення ^{131}I на регіональному масштабі в початковий період аварії на ЧАЕС, розробленого й раніше застосованого для території України. Правомірність зробленого висновку ґрунтується на тому, що для реконструкції поля радіоактивних випадінь ^{131}I на території Білорусі був використаний той же сценарій динаміки викидів з аварійного реактора, тобто використаний метод реконструкції був верифікований на незалежному наборі даних вимірювань радіоактивного забруднення ґрунту в Білорусі.

Отримано повну й цілісну картину формування полів радіоактивного забруднення ^{131}I на мезомасштабних відстанях від ЧАЕС для всіх найбільш радіоактивно забруднених регіонів України та Білорусі, побудовану на єдиній методології з використанням моделювання атмосферного перенесення радіонуклідів і наявних даних вимірювань у післяаварійний період.

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

Г. М. Федоренко, Н. М. Фіалко, І. Г. Шараєвський, О. Г. Кенцицький

Розроблено моделі, алгоритми розрахунку та аналізу електромагнітних, теплових та електродинамічних процесів у потужному силовому трансформаторному устаткуванні блоків АЕС України (ТНЦ-1250000/330, ОРЦ-417000/750 та ТДЦ-250000/330). Проведено аналіз причино-наслідкових факторів аварійності. Розроблено та обґрунтовано шляхи підвищення екологічної та енергетичної безпеки силового трансформаторного обладнання із застосуванням нових інноваційних матеріалів та охолоджуючих середовищ – силіконів, ефірів, синтетичних масел, елегазу тощо. Розроблено метод і модель дослідження газоутворення в блокових трансформаторах блоків АЕС.

Проведено комплекс досліджень з адаптації систем моніторингу та діагностики інформаційно-діагностичних комплексів «РЕГІНА», програмно-апаратних комплексів «РЕКОН», систем технологічного контролю СТК-ЕР-«РАКУРС» для електротехнічного обладнання енергоблоків АЕС із розширенням їхніх можливостей щодо контролю та моніторингу вологості холодоагенту в корпусі статора турбогенератора та вологості й газових включень у маслі потужного трансформаторного обладнання.

Розроблено методику та алгоритми визначення показників теплотехнічної надійності та залишкового ресурсу обмотки та осердя статора потужного турбогенератора, проведено дослідження їх щодо контрольованості та впливу на безпечність, надійність та безаварійність енергоблока.

Розроблено алгоритм, створено математичну модель та проведено комплекс досліджень теплових процесів у статорі й роторі гідрогенератора-двигуна типу СВО 1255/255-40 УХЛ4 Дністровської ГАЕС. Установлено, що при застосуванні системи ізоляції типу Micadur максимальні температури обмотки статора можуть бути знижені майже на 22 °С (понад 18 %) із збереженням геометричних розмірів і без втрати діелектричної стійкості ізоляції. Це дає змогу подовжити ресурс ізоляції, покращити термомеханічні умови її експлуатації, підвищити навантажувальну здатність та маневрові можливості агрегату в цілому, у тому числі в режимах із споживанням реактивної потужності. Зокрема, навантаження у двигунному режимі може бути підвищене на 20 % із збереженням існуючих рівнів максимальних нагрівів.

У зв'язку із подовженням терміну експлуатації енергоблоків № 1 і 2 Рівненської АЕС на 20 років, а також враховуючи стан турбогенераторів типу ТВВ-220-2АУЗ, що експлуатуються у складі цих енергоблоків і практично вичерпали свій розрахунковий ресурс, розроблено та направлено у НАЕК «Енергоатом» технічну пропозицію щодо економічної і технічної доцільності їхньої заміни на більш сучасні машини вітчизняного виробництва тієї ж потужності повітряного охолодження подвійного поздовжньо-поперечного збудження. Це дозволить не тільки підвищити надійність та енергоекологічну ефективність реконструйованих енергоблоків, а й вирішити низку проблем, пов'язаних із регулюванням в Об'єднаній енергетичній системі України надлишків реактивної потужності.

На основі використання нового інструментального засобу – інтелектуального комп'ютерного діагностичного комплексу для автоматичного розпізнавання режимів генерації парової фази на поверхні тепловіддачі ТВЕЛ – відповідно до реальних експлуатаційних умов отримано оцінки достовірності відомих емпіричних розрахункових залежностей для визначення криз 1-го та 2-го роду, а також початку кипіння теплоносія в парогенеруючих каналах різної геометрії, включаючи стрижньові збірки з рівноцінними та нерівноцінними теплогідравлічними стільниками.

За результатами виконаної автоматичної класифікації спектрів-реалізацій термоакустичних діагностичних сигналів отримано оцінки адекватності відомих результатів дослідження структурних меж, що розділяють основні класи режимів течії двофазного діабатного парорідинного потоку в парогенеруючих каналах.

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

Б. С. Пристер, Є. К. Гаргер, В. Д. Виноградська

Робота виконувалась за такими етапами:

1. Побудова структури методології чисельного моделювання радіаційного стану. Визначення основних об'єктів, засобів та результатів моделювання радіаційного стану.

2. Установлення просторових та часових меж використання методології. Формулювання основних положень і етапів здійснення моделювання радіаційного стану з використанням комплексу розрахункових моделей та геоінформаційних систем (ГІС) та систем управління базами даних (СУБД).

3. Визначення набору сценаріїв можливого викиду радіоактивних речовин в разі виникнення аварійної ситуації на АЕС. Розробка вимог до вхідної та вихідної інформації складових методології.

4. Розробка методології чисельного моделювання радіаційного стану при різних сценаріях.

Розроблено структуру методології чисельного моделювання радіаційного стану внаслідок викидів АЕС, яка включає чотири основні блоки:

викид радіонуклідів (РН) у навколишнє середовище як наслідок вихідної події - порушення в роботі реакторної чи технологічної установки, що призводить до порушення цілісності чи руйнування захисних бар'єрів;

формування радіоактивного сліду під впливом атмосферних процесів і осадження РН;

включення РН у біологічні харчові ланцюги та геохімічні цикли міграції (вторинний перерозподіл);

оцінка радіаційного стану на забрудненій території.

Основними об'єктами моделювання та оцінки радіаційного стану визначено об'єкти навколишнього середовища: повітря, ґрунт, сільськогосподарська продукція, вода, риба людини, раціон.

У якості засобів (інструментів) моделювання радіаційної ситуації запропоновано використовувати такі моделі:

мезомасштабну лагранжево-ейлерову дифузійну модель перенесення домішки LEDI;

модель некореневого забруднення рослин радіоактивними випадіннями;

кінетичну модель поведінки радіонуклідів в системі «ґрунт – рослина – продукція тваринництва»;

оптимізаційну модель міграції радіонуклідів у водних системах.

Сформульовано основні положення і процеси моделювання радіаційного стану. Визначено основні фактори, що безпосередньо впливають на формування радіоактивного сліду після викиду АЕС: характеристики викиду РН, метеоумови, рельєф та ландшафтні особливості території. Обґрунтовано, що вторинний перерозподіл РН в об'єктах навколишнього середовища, особливо включення їх в харчові ланцюги, залежить від еколого-демографічних особливостей території забруднення.

Розроблено технологію формування та ведення бази електронних карт (БЕК), що містить вхідну інформацію по всіх інформаційних шарах, необхідних для моделювання й візуалізації його результатів. Сформовано структуру бази, що передбачає наявність базових та похідних картографічних шарів. Визначено об'єм необхідної інформації, що включає метеорологічну інформацію, характеристику природних умов, соціально-демографічну структуру та особливості господарського освоєння території, радіоактивне забруднення об'єктів навколишнього середовища.

Для отримання картографічних та інформаційних матеріалів БЕК відпрацьовано процедури підготовки даних, зокрема підготовки спектральних даних космічних знімків і проведення класифікації, векторизації, ідентифікації та внесення інформації в таблиці тематичних шарів, перевірки достовірності і повноти даних.

Визначено набір сценаріїв (груп) можливого викиду радіоактивних речовин за встановленими основними характеристиками викиду з залученням даних про аварії на ядерних об'єктах, що вже мали місце.

Розроблено вимоги до вхідної і вихідної інформації.

Методологія чисельного моделювання радіаційного стану при різних сценаріях та прогноз включення у геохімічні та біологічні цикли міграції включає метод побудови карт, басейно-ландшафтний метод структурування території з урахуванням властивостей ландшафту і облік систем землекористування.

Послідовне введення в схему розрахунку даних про очікувану концентрацію в повітрі або вимірної щільності випадінь, комплексну оцінку властивостей ґрунту, коефіцієнтів переходу РН у рослини з даного ґрунту у відповідному ландшафті, коефіцієнтів розподілу РН при переробці сировини в продукти та даних про демографічну структуру населення і харчові звички окремих його груп дає змогу розрахувати надходження радіонуклідів в організм людини по харчовому ланцюгу "ґрунт – рослини – тварини – продукти харчування – раціон – людина" і закінчити розрахунком дози внутрішнього опромінення.

Прогноз розподілу концентрації ^{131}I в молоці корів при реалізації однакової вихідної події при різних напрямках вітру на висоті викиду показав, що при разовому викиді в разі аварії на Рівненській АЕС на значній частині території України концентрація радіонуклідів в молоці може перевищувати допустимі межі.

РОЗРОБКА МЕТОДИЧНИХ РЕКОМЕНДАЦІЙ З ПЛАНУВАННЯ ДІЯЛЬНОСТІ ЩОДО ЗНЯТТЯ З ЕКСПЛУАТАЦІЇ ЯДЕРНИХ ЕНЕРГЕТИЧНИХ УСТАНОВОК (Тема 15)

А. В. Носовський, В. І. Богорад

Метою роботи є розробка методологічних підходів до впровадження принципу оптимізації радіаційного захисту при знятті з експлуатації АЕС; розробка методологічних рекомендацій і методологічних підходів підвищення рівня радіаційної безпеки на етапах зняття з експлуатації АЕС на основі аналізу міжнародної практики та національного досвіду.

У результаті досліджень визначено такі аспекти впровадження принципу оптимізації радіаційного захисту в діяльність по зняттю АЕС з експлуатації:

- розуміння керівництвом своєї ролі в оптимізаційному процесі;
- всебічне інформування персоналу та залучення його до діяльності на всіх стадіях;
- чіткий розподіл обов'язків в процесі оптимізації радіаційного захисту;
- розробка і впровадження процедур вибору робіт та оптимізації радіаційного захисту при їх плануванні і виконанні;

багатопланова підготовка персоналу до виконання своїх обов'язків в ALARA-процесі.

Дано рекомендації щодо структури документації, необхідної для радіаційного обстеження, щодо визначення структури даних, щодо проведення аналізу наявної документації, щодо проведення необхідних розрахунків, видів, обсягів і порядку вимірювань, рекомендації щодо формування баз даних.

Запропоновано методику розрахунків радіаційної обстановки в будь-якій точці зони спостереження АЕС (включно з санітарно-захисною зоною) на основі детального плану (програми) виробництва робіт, а також комплексного інженерно-радіаційного обстеження систем, будівельних конструкцій та додаткового обладнання, яке знаходиться на блоці. В основу методики покладено гауссову модель атмосферної дифузії. Модель рекомендовано до використання МАГАТЕ.

Зібрано інформацію за дослідженнями ефективності і методів фільтрації повітряного середовища на АЕС при знятті з експлуатації.

Представлено комплексну програму надання науково-технічної підтримки промисловості в розробці, кваліфікації та атестації нових фільтрів і фільтраційних матеріалів. Проаналізовано проблеми в області фільтрації повітряного середовища на АЕС і намічено заходи, спрямовані на вирішення даних проблем з визначенням орієнтовних термінів для їхньої реалізації.

РОЗРОБКА НАУКОВО-ТЕХНІЧНИХ ОБҐРУНТУВАНЬ І МЕТОДИЧНОЇ БАЗИ ОПТИМІЗАЦІЇ ПЛАНУВАННЯ ВИПРОБУВАНЬ СИСТЕМ, ВАЖЛИВИХ ДЛЯ БЕЗПЕКИ АЕС (Тема 16)

В. І. Скалозубов

У рамках ризик-орієнтовного підходу розроблено розрахункові методи оптимізації планування ремонтів і випробувань систем безпеки (СБ) у ремонтний період функціонування енергоблока АЕС, у тому числі: встановлено критерії оптимізації і ефективності; узагальнено ймовірнісні математичні моделі; створено розрахункові програми методів оптимізації.

Основою оптимізації планування ремонтів СБ у ремонтний період енергоблока є визначення оптимальної або припустимої періодичності випробувань, що відповідає мінімуму

коефіцієнта неготовності виконання проектних функцій безпеки або незниження проектного рівня надійності.

Проведено збір, обробку й систематизацію експлуатаційних даних з надійності на базі енергоблоків із ВВЕР-1000 (В-320) за період близько 50 реакторо-років.

На основі проведеної розрахункової оптимізації планування випробувань установлено:

для СБ, які відповідно до вимог проектних технологічних регламентів безпечної експлуатації повинні мати не менш двох працездатних каналів у режимі оперативного чергування в процесі планово-попереджувального ремонту (ППР), обґрунтовано застосування не-проектної стратегії виведення в плановий ремонт тільки одного каналу СБ при обов'язкових успішних випробуваннях каналів, що не ремонтуються, і збереженні проектною періодичності випробувань при роботі реактора на потужності. При цьому для каналів СБ, що не ремонтуються в повному обсязі, у процесі ППР повинні бути збережені необхідні, відповідно до досвіду експлуатації, профілактичні та ремонтно-відновлювальні роботи;

для СБ, для яких проектом не регламентовано працездатність у процесі ППР енергоблока, скорочення періодичності планових випробувань окремих каналів СБ обґрунтовано при достатній надійності устаткування відповідно до досвіду експлуатації (середня інтенсивність відмов каналу СБ не вище за 10^{-5} 1/год). Скорочення строків проведення планових ремонтів для таких СБ можливо за рахунок паралельності ремонту окремих каналів;

впровадження не-проектної стратегії виведення в плановий ремонт одного каналу СБ або в паралельний плановий ремонт усіх каналів СБ дозволить (не менш ніж на 60 %) скоротити загальні строки планових ремонтів СБ у процесі ремонту енергоблока. Зазначене скорочення строків планових ремонтів може істотно вплинути на загальні строки ППР і підвищення коефіцієнта використання встановленої потужності енергоблока АЕС.

ВИДАВНИЧА ДІЯЛЬНІСТЬ

У 2011 р. фахівцями ІПБ АЕС НАН України підготовлено такі видання:

А. А. Ключников, В. А. Краснов, В. М. Рудько, В. Н. Щербин. **Объект «Укрытие» (1986 – 2011). На пути к преобразованию:** монографія / НАН України, Ін-т проблем безпеки АЭС. – Чернобыль (Киев. обл.): Ін-т проблем безпеки АЭС, 2011. – 288 с. (16,7 усл. печ. л.) - 500 экз. - ISBN 978-966-02-5968-3.

В. И. Скалозубов, А. А. Ключников, Е. С. Лещетная. **Основы продления эксплуатации АЭС с ВВЭР:** монографія; под ред. В. И. Скалозубова / НАН України, Ін-т проблем безпеки АЭС. – Чернобыль (Киев. обл.): Ін-т проблем безпеки АЭС, 2011. – 384 с. (31,2 усл. печ. л.) - 500 экз. - ISBN 978-966-02-5762-7.

Т. А. Шидловська. **Медико-біологічні аспекти впливу іонізуючої радіації внаслідок аварії на ЧАЕС:** монографія / НАН України, Ін-т проблем безпеки АЕС. – Чорнобиль (Київ. обл.): Ін-т проблем безпеки АЕС, 2011. – 216 с. (17,6 умов. друк. арк.). - 500 пр. - ISBN 978-966-02-5897-6.

Проблеми безпеки атомних електростанцій і Чорнобиля. - 2011. - Вип. 15. - 130 с. (15 ум. друк. арк.). - (27 ст.). - 250 пр. - ISSN 1813-3584.

Проблеми безпеки атомних електростанцій і Чорнобиля. - 2011. - Вип. 16. - 174 с. (20,2 ум. друк. арк.). - (19 ст.). - 250 пр. - ISSN 1813-3584.

Проблеми безпеки атомних електростанцій і Чорнобиля. - 2011. - Вип. 17. - 156 с. (17,9 ум. друк. арк.). - (19 ст.). - 250 пр. - ISSN 1813-3584.

Е. Д. Высотский, А. И. Довыдьков, С. А. Довыдьков, В. А. Краснов, В. Н. Щербин. **Анализ путей доступа к скоплениям топливосодержащих материалов в помещении 305/2 объекта «Укрытие». Часть 1. Исследовательские скважины в помещении 305/2.** – Чернобыль, 2011. – 28 с. (1,6 усл. печ. л.). - (Препр. / НАН Украины. ИПБ АЭС; 11-1). - 120 экз.

Е. Д. Высотский, А. И. Довыдьков, С. А. Довыдьков, В. А. Краснов, В. Н. Щербин. **Анализ путей доступа к скоплениям топливосодержащих материалов в помещении 305/2 объекта «Укрытие». Часть 2. Исследовательские скважины в подреакторной плите.** - Чернобыль, 2011. – 36 с. (2,1 усл. печ. л.). - (Препр. / НАН Украины. ИПБ АЭС; 11-2). - 120 экз.

Повышение безопасности и эффективности АЭС: сб. докл. Второй междунар. науч.-практ. конф. [Одесса, 5 - 7 окт. 2010 г.]. - Одесса: Ин-т проблем безопасности АЭС НАН Украины. - 2011. - 294 с. (18,4 усл. печ. л.). - (42 ст.). - 100 экз.