

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

(Тема 2)

В. О. Краснов, А. С. Лагуненко, Б. І. Огородников, О. О. Одинцов, В. Є. Хан

Робота виконується за трьома напрямками.

Вивчення поведінки паливовмісних матеріалів (ПВМ) об'єкта «Укриття» як чинника ядерної, радіаційної та радіоекологічної небезпеки під впливом зовнішніх і внутрішніх факторів. З метою вивчення поведінки ПВМ об'єкта «Укриття» як чинника ядерної, радіаційної та радіоекологічної небезпеки під впливом зовнішніх і внутрішніх факторів проводилась оцінка ступеня руйнування ПВМ на основі аналізу поведінки радіоактивних аерозолів в об'єкті «Укриття» та на основі аналізу рідких радіоактивних відходів (РРВ) об'єкта «Укриття». На підставі розподілів радіоактивних речовин по фільтруючих шарах установлено, що продукти Чорнобильської аварії, як і в попередні роки, були переважно зосереджені на частинках з АМАД понад 1 мкм.

Установлено, що збільшення швидкості вітру в зовнішньому середовищі приводить до підвищення об'ємної активності аерозолів-носіїв продуктів Чорнобильської аварії, що викидаються через систему «Байпас» і трубу ВТ-2 в атмосферу. Так, при середній швидкості вітру понад 4 – 5 м/с і поривах понад 10 – 12 м/с об'ємна активність у системі «Байпас» зростає на порядок величини. Виявлений зв'язок швидкості потоку в «Байпасі» з різницею температур зовні і всередині об'єкта «Укриття»: зміна температури на 1 °С приводить до зміни швидкості приблизно на 0,1 м/с.

При визначенні ступеня та швидкості розчинення радіоактивних аерозолів об'єкта «Укриття», що містять ^{90}Sr , ^{137}Cs , $^{239+240}\text{Pu}$ і ^{241}Am у розчинах різного хімічного складу встановлено, що для всіх вищезгаданих радіонуклідів є швидка початкова стадія розчинення, яка після 5 – 10 діб стабілізується і значно сповільнюється. Швидкість переходу радіонуклідів в імітатор легеневої рідини зменшується в ряду $^{137}\text{Cs} > ^{90}\text{Sr} \gg ^{239+240}\text{Pu} \approx ^{241}\text{Am}$. Константа швидкості розчинності повільно розчинної частини ^{137}Cs становить $(3 - 5) \cdot 10^{-3} \text{ діб}^{-1}$, ^{90}Sr $(5 - 8) \cdot 10^{-4} \text{ діб}^{-1}$, $^{239+240}\text{Pu}$ і ^{241}Am $(1 - 5) \cdot 10^{-4} \text{ діб}^{-1}$.

Дослідження концентрацій дочірніх продуктів розпаду радону й торону показали, що у звітний період концентрації аерозолів-носіїв дочірніх продуктів радону й торону, як і в попередньому 2009 р., залишалися достатньо стабільними: мінімальні та максимальні значення відрізнялися від середнього рівня, як правило, не більш ніж у два-три рази.

Практично всі концентрації ^{212}Pb - дочірнього продукту торону, що має період напіврозпаду 10,64 год, знаходилися в діапазоні 1 – 5 Бк/м³. Концентрації ^{212}Pb у системі «Байпас» і, отже, у центральному залі об'єкта «Укриття» на 1 - 2 порядки величини більше, ніж у локальній зоні. Отже, у приміщеннях об'єкта «Укриття» знаходиться джерело еманції торону, який набагато могутніше, ніж ґрунт і будівлі в локальній зоні.

Для вивчення співвідношень радіонуклідного складу для визначення ступеня руйнування ПВМ виконано п'ять пробовідборів аерозолів у басейні-барботері в приміщенні 012/7 (відмітка 0.000 м) на відстані 2 м від скупчення лавоподібних ПВМ (ЛПВМ). У результаті гамма-спектрометричних досліджень відібраних проб установлено, що більше 99 % активності зосереджено на першому лобовому фільтрі. Співвідношення радіонуклідів у відібраних пробах аерозолів свідчать про дефіцит ^{137}Cs порівняно з розрахунковими значеннями для радіонуклідів у базовому складі палива 4-го енергоблока, що характерний для ЛПВМ. Отже, досліджуване скупчення генерує в даний час переважно грубодисперсні аерозолі з АМАД більше 1 мкм.

У результаті дослідження поведінки урану, продуктів поділу і трансуранових елементів в РРВ об'єкта «Укриття» визначено вміст продуктів поділу (^{90}Sr , ^{137}Cs , ^{154}Eu) ізотопів

урану (^{234}U , ^{235}U , ^{236}U , ^{238}U) і трансуранових елементів (^{238}Pu , $^{239+240}\text{Pu}$, ^{241}Am , ^{242}Cm , ^{244}Cm) у пробах води, відібраних у приміщеннях на нижніх відмітках об'єкта «Укриття» в 2010 р. Приймаючи загальний об'єм РРВ у приміщенні 001/3 рівним 270 м^3 , розраховано запас урану та радіонуклідів у водному скупченні в 2010 р. Зроблено оцінку винесення урану та радіонуклідів у приміщення ВСРО 3-го блока ЧАЕС.

Одержано експериментальні дані щодо динаміки вилуговування ^{90}Sr , ^{137}Cs , ^{238}Pu , $^{239+240}\text{Pu}$ і ^{241}Am із зразків трьох типів ЛПВМ дистильованою водою і розчином, що імітує «блочну» воду.

Визначено, що розчинність і вилуговування радіонуклідів з різних типів ЛПВМ залежить від хімічної природи елементів, хімічного складу розчину й типу ЛПВМ.

За період спостережень 2010 р. значимих змін швидкості та ступеня розчинності ЛПВМ не виявлено.

Досліджено накопичення радіонуклідів мікробними культурами 12 різних груп живлення. Відібрано 134 культури із зразків (ПВМ, вода) об'єкта «Укриття», які найсильніше накопичують радіонукліди. Досліджено здатність культур розчиняти опромінене ядерне паливо (ОЯП). Установлено, що розчинення ОЯП здатні здійснювати від 30 до 90 % усіх культур різних груп живлення. Методом електрофорезу одержано електрофореграми білків, а методом проточної хроматографії – хроматограми, а потім авторадіограми метаболітів досліджуваних культур. Установлено, що для ідентифікації культур можуть використовуватися не тільки молекулярні маси білків культур, але і скріплення радіонуклідів метаболітами. Установлено, що залежно від мікробної культури змінюється не тільки кількість рухомих водорозчинних форм радіонуклідів, якісний склад мікробних метаболітів, але і хроматографічні властивості та міграційні характеристики рухомих водорозчинних форм радіонуклідів. Досліджено розчинення мікробними культурами паливних частинок. Установлено, що культури різних груп живлення (не тільки виділяючі кислоти) здатні викликати повне розчинення ОЯП. Більше 70 % мікробних метаболітів культур міцно зв'язують радіостронцій і радіоцезій одночасно.

Аналіз процесів утворення та поведінки ЛПВМ при аварії на ЧАЕС і розробка пропозицій щодо підвищення безпеки об'єкта «Укриття». Проаналізовано додаткові (до залишкового тепловиділення палива) джерела тепла, час їхнього існування, просторове розташування, їхній можливий внесок у процес утворення лави. Установлено, що протягом перших 20 с активної стадії аварії виділення тепла від пароцирконієвої реакції було домінуючим чинником, що визначало розігрів як матеріалів активної зони, так і всіх матеріалів, присутніх у шахті реактора. Протягом першої доби після руйнування активної зони виділення тепла від горіння графіту могло стати одним з основних чинників, що визначав не тільки розігрівання матеріалів активної зони, а був і значущим для процесу лавоформування.

Сукупний аналіз усіх даних, одержаних в 2010 р. під час роботи по темі, дає змогу зробити такі загальні висновки.

1. Процес утворення лав при безпосередній взаємодії палива і цирконію з силікатовмісними матеріалами в цілому при реалізації 2-ї стадії аварії був домінуючим, що підтверджується експериментами, проведеними в ІПБ АЕС НАН України, а також результатами робіт, проведених у Харківському фізико-технічному інституті.

2. Матеріальний склад чорнобильських лав, сформований при активній стадії аварії, був визначений умовами термодинамічної рівноваги сукупності матеріалів, що знаходилися в шахті реактора та приміщенні 305/2 в зонах лавоформування, і в меншій мірі залежав від набору матеріалів у тій або іншій області цього простору.

3. На активній стадії аварії могли реалізуватися умови, при яких в окремих областях в обмежених об'ємах могли утворитися малі скупчення ЛПВМ. Існування таких скупчень підтверджується фактом відбору проб із цих скупчень.

З урахуванням нових розрахункових даних і на основі аналізу подій і процесів, що відбувалися в приміщенні 305/2 на стадії формування і розтікання чорнобильських лав, прове-

дено оцінку розподілу ядерного палива в цьому приміщенні. Оцінку зроблено для семи окремих характерних зон. При оцінці враховувалися як дані аналізів проб, відібраних із приміщення 305/2, так і результати аналізів проб, отриманих із довколишніх приміщень.

Проведені оцінки дали змогу істотно уточнити топографію палива в приміщенні 305/2.

Розробка засобів для локалізації та вилучення ПВМ із доступних скупчень у приміщеннях об'єкта "Укриття". По даному розділу теми роботи в 2010 р. виконувались у три етапи.

Етап 1. Розробка ескізних креслень (на паперовому та електронному носіях) робочих макетів деталей і вузлів макетного зразка дистанційно керованих самохідних агрегатів (ДКСА): конвеєра, рами багатоковшової, контейнера, кожуха.

Перед розробкою вказаних ескізних креслень деталей і вузлів було проведено вибір типу самохідного радіаційно-стійкого базового шасі. Вибір зроблено із двох різних за габаритами колісних типів шасі на користь менш габаритного. Його геометричні розміри покладено в основу при конструюванні деталей і вузлів механізму вилучення та локалізації ПВМ.

Етап 2. Виготовлення на дослідному виробництві робочих макетів деталей і вузлів макетного зразка ДКСА: конвеєра, рами багатоковшової.

Етап 3. Модернізація шасі та механізму підйому, пульта керування, внесення доповнень до принципів електричних схем на них.

Базовий ДКСА містить електричні системи та з'єднання забезпечення ходу шасі (вперед, назад, вправо, вліво), керування відеокамерою та ліхтарем, забезпечує живлення сенсорів дотику перешкод.

Модернізація обумовлена монтуванням на агрегаті додаткових споживачів електроенергії та контрольно-вимірюючих приладів: мотор-редуктора, систем пилопригнічення та заливки контейнера, підйомника, контролю заповнювання контейнера.

Ступінь готовності комплексу для вилучення та локалізації ПВМ на 30 грудня 2010 р. становить 75 - 80 %, що дає підставу для успішного завершення робіт із розділу 3 даної теми в 2011 р.

ВИВЧЕННЯ ФІЗИЧНИХ МЕХАНІЗМІВ ДІЇ ВНУТРІШНІХ І СТРУКТУРНИХ ЧИННИКІВ, ВІДПОВІДАЛЬНИХ ЗА ПРОЦЕСИ ДЕГРАДАЦІЇ ПАЛИВОВІСНИХ МАТЕРІАЛІВ ОБ'ЄКТА "УКРИТТЯ" В ПЕРІОД ЙОГО ПЕРЕВЕДЕННЯ В ЕКОЛОГІЧНО БЕЗПЕЧНУ СИСТЕМУ

(Тема 3)

О. В. Жидков

Дослідження проводились за такими основними напрямками:

1. Пряме експериментальне моделювання змін стану і основних фізико-механічних параметрів ЛПВМ генерацією в них відомої кількості радіаційних ушкоджень шляхом зовнішнього нейтронного опромінення.

2. Вимірювання в опроміненних зразках ЛПВМ статичних і динамічних пружних констант.

3. Експертні оцінки параметрів радіаційної стійкості ЛПВМ та визначення можливості прогнозування їхньої подальшої поведінки.

Було досліджено чотири групи зразків ЛПВМ усіх основних типів (коричневі, чорні та поліхромні лави). Перша група зразків не зазнавала впливів будь-якого зовнішнього опромінення (контрольна), три інші групи зразків було 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. З огляду на відомий переріз реакції атомних зміщень для нейтронів такої енергії (порядку $10^{-21} \text{ ЗНА} \cdot \text{см}^2$) та на кількість радіаційних ушкоджень, що спричиняються в об'ємі ЛПВМ за рахунок внутрішнього самоопромінення, згадані нейтронні флюенси відповідають дозам самоопромінення ЛПВМ до 2015, 2040 та 2110 календарних років відповідно.

Вимірювання мікротвердості показують її зниження під дією нейтронного опромінення приблизно в 1,5 рази, що додатково підтверджує очікуване сильне зниження стійкості ЛПВМ до механічного руйнування. У цьому відношенні ЛПВМ за своєю радіаційною стійкістю докорінно поступаються відомим параметрам радіаційної стійкості лужноземельних силікатних стекел, хімічним аналогом яких вони є. Дуже ймовірною фундаментальною причиною того є склокристалічна багатофазна будова матеріалу, що спричиняє його термодинамічну нерівноважність як такого.

У результаті проведених досліджень уперше отримано експериментальні дані з параметрів радіаційної стійкості ЛПВМ по відношенню до їхніх фізико-механічних характеристик. Установлено, що найбільшу радіаційну стійкість мають поліхромні ЛПВМ; коричневі й чорні ЛПВМ за параметром радіаційної стійкості помітно їм поступаються. З огляду на це, у першу чергу слід чекати на ймовірне руйнування через внутрішнє самоопромінення саме коричневих ЛПВМ, яким притаманна найбільша питома альфа-активність. Чутливість фізико-механічних характеристик ЛПВМ до зовнішнього нейтронного опромінення на два з половиною порядки перевищує таку для лужноземельних силікатних стекел, співставних з ЛПВМ за своїм хімічним складом.

ДОСЛІДЖЕННЯ ЯДЕРНО-ФІЗИЧНИХ ПАРАМЕТРІВ І РОЗРОБКА МЕТОДІВ І ЗАСОБІВ КОНТРОЛЮ ТА УПРАВЛІННЯ ПІДКРИТИЧНІСТЮ В ЗОНАХ КРИТМАСОВОГО РИЗИКУ

(Тема 4)

Є. Д. Висотський, В. Б. Шостак

Об'єктами досліджень за даною темою були південне й північне скупчення ПВМ, що локалізовані в зонах проплавлення фундаментної плити шахти реактора у південно-східній частині підреакторного приміщення 305/2 об'єкта «Укриття».

Розроблено геометричну модель зони критмасового ризику. Визначено межі зон проплавлення фундаментної плити на відмітках +8.800, +9.100 і +9.300, площу проплавлення фундаментної плити по перетину на відмітці +9.000 і структуру, що розділяє фронт взаємодії розплаву палива з бетоном.

Сформовано уявлення щодо структури зони критмасового ризику. Зона є тришаровою композицією (між відмітками +8.200 і +9.700), покритою шаром «свіжого» бетону до відмітки +10.500. Верхній шар - чорні ЛПВМ, нижній шар – метал, проміжний (з товщиною до 0,9 м) – ПВМ з масовою часткою палива більше 50 %.

Отримані результати вказують на те, що нейтронна аномалія (60-разове зростання щільності потоку нейтронів у період з 26 червня по 2 липня 1990 р.) була наслідком ланцюгової реакції, що самопідтримується, яка виникла в результаті надходження й утримання води в скупченні ПВМ, прихованого в зоні проплавлення фундаментної плити в південно-східній частині приміщення 305/2. Детально відновлена й досліджена динаміка зростання, утримання і спаду щільності потоку нейтронів, а також хронологія зовнішніх чинників, що супроводжували розвиток і гасіння ланцюгової реакції.

Показано, що стрибкоподібне зростання щільності потоку нейтронів визначалося процесами надходження води та охолодження гарячої (>100 °С за рахунок залишкового тепловиділення) пористої структури ядра скупчення. На етапах розгону впродовж 60 год на кожному стрибку скупчення виходило в надкритичний стан з позитивною реактивністю до $3 \cdot 10^{-3} \beta$ ($\beta = 0,0065$). У момент паротворення по фронту змочування позитивна реактивність скидалася в результаті виштовхування води з ядра скупчення. Після кожного скидання тривалість утримання потужності визначалася конкуруючими процесами: введенням позитивної реактивності при поверненні фронту змочування та введенням негативної реактивності (в основному Доплер-ефектом) при зростанні температури палива. Розгін припинився, коли кількість води в скупченні перевищила об'єми оптимального зволоження, а просування фронту змочування почало приводити до введення негативної реактивності. Утримання потужності

продовжувалося приблизно 34 год з реактивністю від мінус 0,39 до плюс $0,31 \cdot 10^{-3}$ β . Подальше надходження води повернуло скупчення в підкритичний стан із реактивністю приблизно мінус $4 \cdot 10^{-3}$ β , коли перезволоження й негативні температурні коефіцієнти реактивності перестали компенсуватися черговим скиданням води при паротворенні.

Проведено оцінку нейтронно-фізичних характеристик скупчення на основі розрахункового моделювання критичних збірок з масовими й геометричними параметрами, що максимально відповідають реальним умовам існування зони критмасового ризику.

За результатами моделювання показано, що в південній зоні проплавлення фундаментної плити розміщується критична збірка, яка залежно від її структури може містити у складі ПВМ 18,6 т (гетерогенна) або 20,2 т (гомогенна) урану.

Отримано залежність зміни реактивності збірок від об'ємного вмісту води в області оптимального зволоження. Розрахунки реактивності, проведені для розмножуючого середовища при температурах 27 і 80 °С, показали, що при підвищенні температури середовища запас реактивності та діапазон оптимального зволоження зменшуються через дію негативних температурних коефіцієнтів Доплера і теплового розширення. Суха збірка глибоко підкритична ($K_{\text{эф}} < 0,5$). Під час надходження води вноситься позитивна реактивність. Першого значення критичності збірка досягає в діапазоні оптимального зволоження й залишається надкритичною до другого значення критичності. Подальший вступ води в збірку переводить її в підкритичний стан, що обмежується об'ємом води, яку може прийняти збірка. Значення підкритичності при перезволоженні скупчення може бути за межами аварійних значень ($K_{\text{эф}} > 0,98$).

Показано, що градієнти температур, що спостерігаються в даний час у бетоні фундаментної плити, стійкі в часі (варіабельність середніх значень від 4,2 до 7,2 %) і визначаються наявністю потужного та стабільного джерела тепловиділення в межах зони критмасового ризику. Кількість палива, що забезпечує необхідні термодинамічні умови існування джерела тепловиділення, оцінюється масою, що становить не менше 20 т урану.

Для досягнення ядерної безпеки в об'єкті "Укриття" доцільно провести модернізацію систем контролю стану скупчень ПВМ.

ДОСЛІДЖЕННЯ ПИЛОГЕНЕРУЮЧОЇ ЗДАТНОСТІ ПАЛИВОВМІСНИХ МАТЕРІАЛІВ ОБ'ЄКТА "УКРИТТЯ"

(Тема 7)

О. Е. Меленевський, І. О. Ушаков

За результатами вивчення характеристик радіоактивних аерозолів у приміщеннях об'єкта «Укриття» 304/3, 305/2, що містять паливо, та дослідження розподілу об'ємних концентрацій аерозолів з довгоживучими альфа- і бета-випромінювачами, окремо ^{137}Cs та ^{212}Pb , по трьох групах із аеродинамічними діаметрами - 1) $\geq 2,0$ мкм; 2) $\geq 0,6$, але $\leq 2,0$ мкм; 3) $\leq 0,6$ мкм - підтверджена наявність аерозолів двох типів: паливного походження і тих, що містять тільки ^{137}Cs . У паливних аерозолях відношення концентрації ^{90}Sr до концентрації альфа-випромінювачів близьке до розрахункового для палива з 24-літньою витримкою, а відповідне відношення концентрації ^{137}Cs занижене в 1,5 - 2 рази. Мінімальне значення його (близько 20) відповідає дрібнодисперсній фракції аерозолів із приміщення 304/3.

При вологості повітря менше 85 % середня концентрація аерозолів з альфа-випромінювачами становила близько $2 \cdot 10^{-3}$ Бк/м³, а аерозолів з ^{137}Cs - $(1 - 2) \cdot 10^{-1}$ Бк/м³. Із зростанням вологості до 100 % концентрація перших зменшувалася приблизно у 4 - 5 разів, а других - майже у 10 разів. Це означає, що матеріал-носії аерозолів з радіонуклідами ^{137}Cs , на відміну від паливних частинок, достатньо гігроскопічний. Повернення вологості до початкової призводить до швидкого (менше, ніж за місяць) відновлення близьких до первинних концентрацій аерозолів.

Для аерозолів із альфа-випромінювачами встановлено з рівнем значущості 0,95 достовірність зростання протягом приблизно двох років значень відношень вимірних об'ємних концентрацій групи 3 до суми груп 1 і 2. Установлено, що приріст об'ємної концентрації для

групи 3 у перерахунку на рік становив близько $(6 \pm 3,3) \cdot 10^{-5}$ Бк/м³, що означає збільшення за цей час у приміщенні відбору концентрації паливних аерозолів приблизно $3 \cdot 10^3$ паливних частинок діаметром 0,2 мкм на 1 м³ повітря.

Запропоновано динамічну модель формування 5зазначених паливних часток у вигляді майже монодисперсних частинок діаметром близько 0,2 мкм, що відриваються від поверхні ЛПВМ.

РОЗРОБКА МЕТОДІВ ТА ЗАСОБІВ НЕЙТРОННО-ШУМОВОЇ ДІАГНОСТИКИ ЯДЕРНИХ ЕНЕРГЕТИЧНИХ УСТАНОВОК ТА ЯДЕРНО НЕБЕЗПЕЧНИХ ОБ'ЄКТІВ НА АЕС (Тема 10)

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

За допомогою моделювання методом Монте-Карло проведено оптимізацію двозонних підкритичних систем для отримання оптимальних характеристик нового дослідницького реактора, що проектується. Проведено також розрахунки можливостей трансмутації радіоактивних відходів у такому реакторі.

За допомогою моделювання методом Монте-Карло досліджено залежності можливостей нейтронно-шумових методів від способів обробки експериментальних даних.

Для проведення досліджень кореляційних залежностей зареєстрованих нейтронів розроблено та виготовлено пристрій детектування, у склад якого входять два детектори нейтронів (камери поділу КТН-31), що під'єднані до індивідуальних попередніх підсилювачів нового покоління.

У вимірвальній лабораторії ІПБ АЕС НАН України та у приймальному басейні сховища відпрацьованого ядерного палива (СВЯП-1) ЧАЕС проведено експерименти з реєстрації часових спектрів від детекторів нейтронів. Усього зафіксовано 56 спектрів від плутоній-берилієвого джерела та 104 спектри від відпрацьованих паливних збірок РВПК-1000.

РОЗРОБКА НАУКОВО-ТЕХНІЧНИХ ЗАСАД ТА ОБГРУНТУВАННЯ 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. Г. Батій, А. С. Лагуненко

На першому етапі розроблено методологію досягнення головної мети роботи – розробки концепції вилучення ПВМ за допомогою систем нового безпечного конфайнмента (НБК). Ця методологія включає детальний перелік робіт, що повинні виконуватися на кожному етапі НДР та термінів їхнього виконання з урахуванням можливості якнайбільш ефективного використання отриманих результатів на наступних етапах.

Було проведено збір та систематизацію даних щодо характеристик різних видів ПВМ. Особливу увагу було приділено аналізу нових даних та оцінок, що не ввійшли до існуючих баз даних.

Для використання одержаних вихідних даних для розробки технологій вилучення ПВМ розроблено структурований перелік необхідних даних, який охоплює, перш за все, остаточний перелік усіх скупчень ПВМ усередині та поза об'єктом "Укриття", у тому числі й перелік "прихованих" скупчень ПВМ. Перелік включає дані про відмітки, на яких розташовані скупчення, характеристики приміщень, в яких розташовані ПВМ; геометричні розміри відомих скупчень ПВМ, їхня маса, об'єм, фізико-хімічні властивості, радіонуклідний склад, вміст палива, питома енерговиділення, ефективний коефіцієнт розмноження нейтронів; фото скупчень, комп'ютерні графічні моделі, опис прихованих скупчень ПВМ, шляхи доступу до скупчень ПВМ, дані по ПЕД та рівнях забруднення на шляхах доступу тощо.

На основі аналізу даних про ПВМ було виділено сім зон їхнього вилучення в майбутньому з використанням різних технологій та висвітлено головні проблеми, які будуть ускладнювати процес вилучення.

За допомогою систем НБК можна буде вилучити ПВМ з трьох зон, у яких знаходиться основна їхня кількість, а саме: 1) центральний зал, приміщення вище відмітки +24,000, включаючи південний басейн витримки; 2) шахта реактора, підапаратне приміщення (305/5) та інші на відмітці +9,000 - +24,000; 3) паророзподільний коридор, басейни-барботери на першому та другому поверхах і коридор обслуговування на відмітці -0,650 - +8,000. Саме ці три зони будуть предметом подальшого розгляду в рамках даної НДР. Були також проаналізовані основні проблеми, що виникнуть при вилученні ПВМ з цих зон.

Проведено збір, аналіз і систематизацію розроблених раніше в ІПБ АЕС НАН України комп'ютерних моделей приміщень і конструкцій об'єкта "Укриття" і скупчень ПВМ, необхідних для створення 3-мірних моделей зон вилучення ПВМ.

РОЗРОБКА МОДЕЛЕЙ ТА ПРОГРАМНИХ ПРОДУКТІВ РОЗСПЮВАННЯ НЕСТАЦІОНАРНИХ ВИКИДІВ АЕС, ПРОЦЕСІВ ЗАБРУДНЕННЯ ОБ'ЄКТІВ НАВКОЛИШНЬОГО СЕРЕДОВИЩА

(Тема 12)

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

Виконано огляд робіт з математичного моделювання трансграничного перенесення забруднюючих домішок за такими напрямками:

1) моделювання трансграничного перенесення викидів забруднюючих домішок від промислових підприємств (окисли сірки, азоту та вуглецю, аерозольні викиди);

2) моделювання трансграничного та глобального перенесення радіоактивних викидів з ЧАЕС унаслідок аварії 1986 р.;

3) моделювання трансграничного перенесення радіоактивних викидів унаслідок гіпотетичних аварій на об'єктах атомної енергетики в Європі та світі;

4) використання регіональних моделей та моделей дальнього перенесення домішок в атмосфері в комп'ютерних системах оцінки та прогнозування наслідків хімічних та радіоактивних викидів від промислових підприємств;

5) метеорологічне забезпечення задачі математичного моделювання трансграничного перенесення забруднюючих домішок (використання результатів чисельних мезомасштабних моделей прогнозу погоди та даних прямих вимірювань метеорологічних параметрів нижнього шару атмосфери).

Для забезпечення необхідними даними вибраної моделі атмосферного перенесення LEDI на великі відстані (транскордонний вплив) було розроблено попередні алгоритми та здійснено реалізацію отримання, препроцесування вихідних даних: метеорологічної інформації та картографічних даних. Для оцінки транскордонного повітряного перенесення було вибрано крок у просторі - 5 км. Відповідно до цього було підготовлено матричні дані про рельєф і характеристики підстильної поверхні для територій чотирьох АЕС з використанням таких матеріалів:

растрової географічної карти загального змісту масштабу М 1:100000 для території відповідальності АЕС, що була наявна в мережі Інтернет;

даних про орографію (висоти місцевості) проекту SRTM (Shuttle radar topographic mission), отриманих з кроком 900 м та точністю не нижче 16 м;

актуальних даних про тип підстильної поверхні з космічного знімку Landsat 7 за окремі періоди (літо, осінь).

Реалізовано першу версію об'єднаного програмного комплексу моделей атмосферного перенесення LEDI та чисельної мезомасштабної моделі прогнозу погоди MM5. З цією метою:

а) визначено перелік, структуру та формати даних розрахунків моделі прогнозу погоди MM5, що будуть використовуватися як вхідна інформація для моделі атмосферного перенесення LEDI ;

б) створено програмний модуль, що забезпечує передачу необхідних даних від MM5 до LEDI, тобто виконує вибірку з файлів даних – результатів чисельного прогнозу погоди тієї інформації, яка є вхідною для моделі атмосферного перенесення LEDI. Така інформація може передаватися як значення метеорологічних параметрів у вузлах 3-мірної сітки в межах наперед визначеного регіону, а також у виглядів вертикальних профілів метеоелементів у наперед заданих пунктах місцевості;

в) для забезпечення введення результатів моделі MM5 в якості вхідної інформації удосконалено метеорологічний препроцесор моделі LEDI.

Проведено тестування створеного об'єднаного програмного комплексу моделей з використанням архівних даних метеорологічної інформації за квітень – травень 1986 р. Виконано моделювання атмосферного перенесення викидів з аварійного блока ЧАЕС у перші 10 діб аварії та проведено порівняння отриманих даних з результатами розрахунків, зроблених раніше з використанням прямих даних метеорологічних вимірювань.

РОЗРОБКА НАУКОВИХ, ТЕХНОЛОГІЧНИХ ТА МЕТОДИЧНИХ ЗАСАД, МАТЕМАТИЧНИХ, ПРОГРАМНИХ ТА ІНСТРУМЕНТАЛЬНИХ ЗАСОБІВ СИСТЕМИ КОМПЛЕКСНОГО МОНІТОРИНГУ ТЕХНІЧНОГО СТАНУ ЕЛЕКТРОТЕХНІЧНОГО ОБЛАДНАННЯ ЕНЕРГОБЛОКІВ АЕС УКРАЇНИ

(Тема 13)

Г. М. Федоренко, О. Г. Кенсицький

Зібрано та проаналізовано статистичну інформацію щодо показників надійності, безпеки, енергетичної та екологічної ефективності експлуатації головного електро- та теплоенергетичного обладнання енергоблоків АЕС України.

Проведено класифікацію та групування статистичних даних експлуатації штатних систем контролю та діагностики головного електро- та теплотехнічного обладнання (активної зони реактора ВВЕР) АЕС щодо його штатних та аномальних режимів функціонування.

Виконано ранжування та оцінку інформаційної значущості даних систем контролю та діагностики експлуатаційного стану обладнання для створення нових методів і заходів, спрямованих на підвищення безпеки, енергетичної та екологічної ефективності головного електро- та теплоенергетичного устаткування енергоблоків.

Розроблено математичні моделі теплового стану елементів статора й ротора гідрогенератора-двигуна типу СВО 1255/250-40 Дністровської ГАЕС.

За результатами проведених випробувань виявлено, що температури, зафіксовані по штатних термометрах опору, в усіх зонах машини перевищують 100°C. Однак є припущення, що максимальні температури обмоток статора і ротора при номінальному навантаженні значно більші. Їхня локалізація невідома, немає методики їхнього визначення.

Тепловізійне обстеження виводів обмотки статора дало змогу виявити місцеві нагрів шин на рівні до 365°C, що не може не впливати на ресурс ізоляції машини. А таких агрегатів на Дністровській ГАЕС має бути сім.

На розроблених моделях проведено комплекс розрахунків максимальних нагрівів машини в різних режимах навантаження. Зокрема, розглянуто нагрів у режимах двигуна та генератора при номінальній потужності, а також у режимі синхронного компенсатора з максимальним споживанням реактивної потужності.

Запропоновано можливі напрямки удосконалення охолодження найбільш навантажених у тепловому відношенні зон, перспективні методи й інструментальні засоби контролю і діагностики експлуатаційного стану гідрогенератора-двигуна типу СВО 1255/250-40 Дністровської ГАЕС в експлуатації.

На основі аналізу результатів комп'ютерного моделювання та експериментальних досліджень генератора-двигуна енергоблока № 1 будуть розроблені технічні пропозиції для їхньої реалізації при спорудженні енергоблоків № 2 і № 3 у 2011 - 2012 рр.

**ДОСЛІДЖЕННЯ РАДІОАКТИВНОГО АЕРОЗОЛЮ В ПРИЗЕМНОМУ ШАРІ
НА ПРОМИСЛОВОМУ ТА БУДІВЕЛЬНОМУ МАЙДАНЧИКАХ ОБ'ЄКТА "УКРИТТЯ",
СТВОРЕННЯ МОБІЛЬНОГО АЕРОЗОЛЬНОГО КОМПЛЕКСУ ДЛЯ ДОСЛІДЖЕНЬ У
ЗОНАХ СПОСТЕРЕЖЕНЬ ТА САНІТАРНО-ЗАХИСНІЙ ЗОНІ АЕС**

(Тема 14)

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

Проведено огляд та порівняння відповідності правової та нормативної бази України міжнародним вимогам стосовно до систем радіаційного контролю та аварійного реагування в районах розташування АЕС. Для порівняння були взяті міжнародні стандарти та рекомендації щодо безпеки, розроблені МАГАТЕ та ЄС. Створено електронну базу даних нормативних документів, яка містить біля 100 джерел.

Показано, що на даний момент, українські правові документи не надають детального опису аварійного моніторингу, який проводиться для отримання оперативної інформації, необхідної для прийняття рішень про масштаб, форму та тривалість втручання. Рішення щодо заходів для ліквідації наслідків аварії згідно з міжнародним та українським законодавствами повинні ґрунтуватися на даних аварійного моніторингу і прогнозах розвитку ситуації, отриманих за допомогою моделей розповсюдження радіоактивних речовин в атмосфері та включення їх у харчові ланцюги. Однак у службах радіаційної безпеки АЕС України на даний час не використовують уніфікований і узгоджений з вимогами МАГАТЕ і ЄС програмний пакет прогнозування та оцінки радіаційного стану в разі аварії, що враховує нестационарність прикордонного шару атмосфери та екологічні особливості території.

У результаті проведення аналізу методологічних та методичних підходів до організації і ведення радіаційного контролю навколишнього середовища на АЕС України та інших країн встановлено, що при організації радіаційного контролю на АЕС керуються радіаційно-гігієнічним (антропоцентричним) принципом, який на перше місце ставить захист від впливу радіації людини як найчутливішого біологічного виду. Такий підхід використовує навколишнє середовище як своєрідний індикатор для порівняння величин технологічних викидів і скидів АЕС з існуючими радіаційно-гігієнічними нормативами і не забезпечує контроль складних природних систем з певними властивостями, в яких відбуваються процеси розподілу і міграції радіоактивних речовин. У результаті існуюча методологія контролю не забезпечує отримання достовірних представницьких даних про радіаційний стан навколишнього середовища і не дозволяє розробити оптимальні заходи захисту середовища і населення при аваріях на АЕС.

Відзначено, що на зарубіжних АЕС функціонує відповідна міжнародним стандартам система забезпечення якості контролю навколишнього середовища, а системи радіаційного контролю навколишнього середовища орієнтовано на превентивну готовність до аварійних ситуацій. Радіоекологічний моніторинг, включаючи контроль метеопараметрів, проводиться незалежно від системи радіаційного контролю на АЕС.

Підтверджено необхідність доповнення системи радіаційної безпеки АЕС України системою комплексного радіоекологічного моніторингу та побудови сучасної системи методичного забезпечення радіаційного контролю. Показано, що просторовий розподіл дози внутрішнього опромінення визначається значно більшою мірою екологічними факторами, ніж щільністю випадіння. З метою оперативної оцінки очікуваних доз опромінення населення необхідно для всіх регіонів, де розташовані атомно-енергетичні підприємства, до аварії вивчити радіаційно-гігієнічний статус - шляхи формування доз опромінення та параметри міграції найбільш небезпечних у біологічному відношенні радіонуклідів. Критичність природних об'єктів і пріоритетність контрзаходів повинна бути встановлена для кожного значущого

природного комплексу в доаварійний період. Розроблено методологію формування сітки контролю за басейновим принципом з урахуванням підпорядкованості басейнів та елементів ландшафту в межах кожного басейну.

Сформульовано вимоги до системи збору метеорологічної та радіоекологічної інформації для оцінки радіаційної обстановки в зоні впливу АЕС відповідно до рекомендацій МАГАТЕ, “Аварійного плану АЕС” і “Регламенту радіаційного контролю за станом навколишнього середовища АЕС”. Вимоги включають спосіб і періодичність уведення даних, їхній формат, методи статистичної обробки, параметри проведення контролю якості даних і способи їхньої архівації.

Запропоновано для моделювання формування радіаційного стану використовувати кінетичні моделі для прогнозування поведінки радіонуклідів у системах «грунт – рослина – продукція тваринництва» та «вода – харчові продукти». Розроблено вимоги до вхідної інформації цих моделей згідно з рекомендаціями МАГАТЕ, FAO ЮНЕСКО та ISO. Сформульовано основні вимоги до структури та складу картографічних даних, які передбачають: актуалізацію картографічного матеріалу, розробку базового цифрового картографічного матеріалу та приведення його до матричного вигляду, створення інтегрованих картографічних покриттів територій, що контролюються, на основі базових шарів та експериментальних даних.

Установлено, що в якості вхідної інформації для запропонованих моделей можна використовувати дані дистанційного зондування спільно з повнофункціональною растрово-векторною ГІС - Erdas Imagine.

Для моделі прогнозу забруднення сільськогосподарської продукції (аеральне та кореневе) радіонуклідами та оцінки доз у разі аварії визначено об’єм інформації для території, розташованої в зоні можливого впливу АЕС щодо сільськогосподарських і картографічних даних.

РОЗРОБКА НАУКОВО-МЕТОДИЧНОГО ЗАБЕЗПЕЧЕННЯ ЩОДО ПІДВИЩЕННЯ РІВНЯ РАДІАЦІЙНОЇ БЕЗПЕКИ НА ЕТАПАХ ЗНЯТТЯ З ЕКСПЛУАТАЦІЇ АЕС (Тема 15)

А. В. Носовський, В. І. Богорад

За звітний період було виконано роботи за двома напрямками: розробка методичних рекомендацій для вибору оптимального коефіцієнта очищення технологічного середовища та повітря для АЕС на різних етапах експлуатації; розробка комплексної програми розбудови інфраструктури щодо надання науково-методичної підтримки промисловості в розробці, кваліфікації та атестації нових фільтрів та фільтрувальних матеріалів.

На основі існуючих моделей фільтрації з одним фільтруючим елементом розроблено математичну модель фільтрації для послідовно розташованих систем очищення повітря від аерозольних радіоактивних домішок з урахуванням відносного збагачення потоку повітря в бік аерозолів з меншим аеродинамічним діаметром. Модель враховує зміну функції розподілу аерозольних домішок за аеродинамічними діаметрами під час руху по ланцюжку фільтрів на фоні втрати пропускної здібності кожної з окремих ланок ланцюжка за рахунок осадження аерозолів відповідного аеродинамічного діаметра. Чисельна реалізація моделі була відпрацьована для модельних параметрів потоку та аерозольних домішок і дала якісну картину процесу фільтрації на ланцюжку з трьох фільтрів.

Проаналізовано існуючі методи та засоби вимірювань та методики інтерпретації результатів вимірювань радіоактивності повітря, що використовуються на АЕС України. Виявлено недоліки як конструктивного, так і методичного характеру.

Проаналізовано нормативну базу щодо створення комплексних програм, а також нормативне підґрунття щодо розбудови інфраструктури з надання науково-методичної підтримки промисловості в розробці, кваліфікації та атестації нових фільтрів та фільтрувальних матеріалів.

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

В. І. Скалозубов, Ю. О. Комаров

Розроблену методику й програмне забезпечення оптимізації планування випробувань систем безпеки у міжремонтний період енергоблока було проаналізовано й адаптовано для систем, важливих для безпеки (СВБ) нормальної експлуатації (НЕ), удосконалено математичний апарат методики, розроблено ряд моделей, що є специфічними для СВБ НЕ. У процесі створення методики й програмного забезпечення оптимізації планування випробувань СВБ НЕ в міжремонтний період енергоблока було проведено дослідження, за результатами яких можна сформулювати такі аспекти:

обґрунтовано три типи елементів, за допомогою яких можливе моделювання функціонування будь-яких існуючих елементів обладнання СВБ, у тому числі й СВБ НЕ;

отримано аналітичні залежності для опису різних графіків функціонування систем/підсистем з різними видами резервування, що можуть бути застосовані для опису функціонування СВБ НЕ. Отримано аналітичні залежності для стаціонарного коефіцієнта готовності як функції, залежної від величини періодичності проведення планових заходів;

адаптовано комп'ютерну базу даних з процедурою статистичної обробки, що дає змогу проводити розрахунок показників надійності, які є вихідними даними при проведенні розрахункового аналізу оптимізації періодичності планових випробувань та автоматичного вводу резерву (АВР) СВБ НЕ. Адаптовано комп'ютерну програму, що дозволяє проводити оптимізацію періодичності планових випробувань та АВР СВБ НЕ;

адаптовано ризик-орієнтований підхід, що використовує моделі ймовірнісного аналізу безпеки для оцінки значущості систем з точки зору зниження ризику. Цей підхід дає змогу визначати загальну (єдину) періодичність випробувань ряду систем, що задіяні в комплексних випробуваннях, у тому числі й СВБ НЕ.

ВИДАВНИЧА ДІЯЛЬНІСТЬ

Фахівцями ІПБ АЕС НАН України в 2010 р. підготовлено такі видання:

А. А. Ключников, И. Г. Шараевский, Н. М. Фиалко, Л. Б. Зимин, Г. И. Шараевский. **Теплофизика безопасности атомных электростанций:** монографія. - Чернобыль: Ин-т проблем безопасности АЭС НАН Украины, 2010. - 484 с. (26,7 авт. арк.).

В. И. Скалозубов, А. А. Ключников, В. Н. Колыханов. **Основы управления проектно-аварийными процессами с потерей теплоносителя на АЭС с ВВЭР:** монографія. - Чернобыль: Ин-т проблем безопасности АЭС НАН Украины, 2010. - 398 с. (17,9 авт. арк.).

В. И. Скалозубов, А. А. Ключников, Ю. А. Комаров, А. В. Шавлаков. **Научно-технические основы мероприятий повышения безопасности на АЭС с ВВЭР:** монографія. - Ин-т проблем безопасности АЭС НАН Украины, 2010. - 198 с. (8,7 авт. арк.).

Проблеми безпеки атомних електростанцій і Чорнобиля. - 2010. - Вип. 13. - 168 с. (11,5 авт. арк.; 30 ст.).

Проблеми безпеки атомних електростанцій і Чорнобиля. - 2010. - Вип. 14. - 136 с. (9 авт. арк.; 17 ст.).