

## АНАЛІЗ ПОТОЧНОЇ БЕЗПЕКИ ОБ'ЄКТА "УКРИТТЯ" ТА ПРОГНОЗНІ ОЦІНКИ РОЗВИТКУ СИТУАЦІЇ (Тема 1)

Відповідальний виконавець - д.ф.-м.н. О. О. Боровой

*Відділення ядерної та радіаційної безпеки*

Виконавець - В. О. Краснов

Роботи 2007 р. присвячені розгляду питань, пов'язаних з ядерною безпекою об'єкта "Укриття".

**1. Скупчення води в об'єкті «Укриття».** За останні роки спостерігається швидкий зріст концентрації солей урану й плутонію у воді деяких приміщень об'єкта «Укриття». З 1998 по 2006 р. спостерігаються хвилеподібні зміни активності плутонію у воді приміщення 001/3 (швидше за все, викликані періодичними змінами надходження вологи в об'єкт), що супроводжуються її зростом, особливо в останні роки. У результаті активність виросла за 10 років більш ніж на порядок.

Після насуву «Арки» на об'єкт «Укриття» надходження води в об'єкт повинно багаторазово зменшитися, що може призвести до суттєвого підвищення концентрації радіонуклідів у водних скупченнях. При висиханні таких скупчень значно підвищиться радіологічна небезпека об'єкта "Укриття". Таким чином, питання поводження з водою та існуючими донними відкладеннями необхідно вирішити до спорудження конфайнмента.

**2. Скупчення ПВМ з великим вмістом урану.** У базовій роботі щодо вивчення процесів утворення ЛПВМ передбачалося, що вони проходять приблизно однаково й при близьких температурах у всій масі матеріалів, що знаходилися в приміщенні 305/2 (об'єднаному після аварії з шахтою реактора). Такий підхід дав змогу встановити найбільш загальні закономірності й одержати загальні оцінки характеру й часу розвитку процесів лавоутворення.

Інформація, зібрана й проаналізована при виконанні робіт 2001 - 2006 рр., дала змогу припустити, що існувало декілька осередків утворення лав, кожний з яких мав свої характерні температури й утворював характерні для цього осередку лави з певним складом.

З великою ймовірністю в глибині пiдапаратного приміщення існують скупчення палива зі значним вмістом урану (до 30 мас. % і більше).

У цей час сукупність теплових і нейтронних вимірювань указує на два таких гіпотетичних скупчення. Одне з них, що перебуває в районі проламу стіни між 305/2 і 304/3 приміщеннями, могло бути причиною аномальної нейтронної події, зареєстрованої в 1990 р.

Підвищення критичності цих скупчень пов'язане з надходженням і відтоком води з місць їхнього розташування. На жаль, ступінь їхньої небезпеки не може бути точно оцінена на рівні існуючих знань. Тому зараз необхідно розробити превентивні заходи безпеки, що включають уведення в ці скупчення речовин - поглиначів нейтронів.

## ВИВЧЕННЯ ФІЗИКО-ХІМІЧНИХ ВЛАСТИВОСТЕЙ ЯДЕРНО-НЕБЕЗПЕЧНИХ МАТЕРІАЛІВ ОБ'ЄКТА "УКРИТТЯ", ЩО ДІЛЯТЬСЯ, А ТАКОЖ ВПЛИВАЮТЬ НА СТУПІНЬ ЯДЕРНОЇ, РАДІАЦІЙНОЇ ТА РАДІОЕКОЛОГІЧНОЇ БЕЗПЕКИ ОБ'ЄКТА "УКРИТТЯ"

(Тема 2)

Науковий керівник - д.т.н. *Е. М. Пазухін*

*Відділення ядерної та радіаційної безпеки*

Виконавці: к.т.н. *О. О. Одінцов*, д.ф.-м.н. *Б. І. Огородников*, к.х.н. *В. Б. Рибалка*,  
*О. С. Лагуненко*

Відповідно до календарного плану по темі в 2007 р. роботи виконувалися за такими напрямками:

- уточнення сценарію утворення ЛПВМ об'єкта "Укриття";
- дослідження фізико-хімічних характеристик радіоактивних аерозолів при виконанні будівельно-монтажних робіт на об'єкті «Укриття»;
- дослідження стійкості ПВМ до впливу зовнішніх реагентів хімічної природи;
- дослідження речовинного складу й властивостей аерозолів та ЛПВМ об'єкта "Укриття";
- дослідження міграційних характеристик форм радіонуклідів, які утворюються при руйнуванні ЛПВМ.

**1. Уточнення сценарію утворення ЛПВМ об'єкта "Укриття".** Дані, отримані при дослідженні ядерного матеріалу, витягнутого зі свердловин, пробурених у напрямку приміщення 305/2, результати аналізу проб ПВМ, відібраних із приміщення, результати свердловинних вимірювань, у тому числі й теплових, дають підставу для припущення й побічно свідчать про існування в масиві ЛПВМ приміщення 305/2 зон з високим вмістом палива (можливих критмасових зон). У той же час існуючий сценарій утворення чорнобильських лав не припускав можливості утворення цих зон.

Саме тому для обґрунтування можливості існування таких зон у ході виконання робіт за темою було запропоновано сценарій їхнього утворення.

Для побудови сценарію було проведено аналіз подій і процесів, що супроводжують утворення ЛПВМ і факторів, що впливають на процес утворення скупчень ЛПВМ. Серед них було розглянуто й представлено в підсумковому звіті такі матеріали:

- реставрація стану шахти реактора й приміщення 305/2 у перші хвилини аварії;
- джерела тепла при утворенні ЛПВМ;
- в'язкість ЛПВМ;
- співвідношення між вигорянням і вмістом урану в зразках ПВМ, відібраних з приміщення 305/2.

При утворенні чорнобильських лав, очевидно, додатково до залишкового тепло-виділення ядерного палива брали участь й інші джерела тепла. Основним додатковим джерелом тепла була енергія, що виділялася при горінні графіту в реакторному просторі.

Запропоновано сценарій горіння графіту активної зони реактора 4-го енергоблока ЧАЕС під час аварії 26 квітня 1986 р., при якому враховується розігрів за рахунок пароцирконієвої реакції графітових кілець-втулок, розташованих у цирконієвій зоні технологічного каналу.

Основним параметром, що визначав інтенсивність процесу розтікання лав або зливу їх із приміщення 305/2, є їхня в'язкість. Тому при побудові сценарію утворення зон з високим вмістом урану необхідно було оцінити в'язкість і температуру ЛПВМ при витіканні їх з підреакторного приміщення. Установлено, що при формуванні великого горизонтального потоку витікання лави з приміщення 305/2 відбувалося при температурі близько 1500 °С. В'язкість лави при цій температурі становила (по порядку величини)  $10^{-2}$  Па·с.

Аналіз даних дав змогу зробити припущення про те, що в зонах з високим вмістом урану перебуває паливо з вигорянням, меншим, ніж у ЛПВМ.

Побудований сценарій підтверджує факт існування можливої критмасової зони в масиві підреакторної плити у квадранті 46/47, І/К. Результати розрахунків розподілу щільності потоку нейтронів по межах зони з високим вмістом урану в приміщенні 305/2 (46/47, І/К) чисельно і за характером змін задовільно збіглися з результатами прямих вимірювань.

**2. Дослідження фізико-хімічних характеристик радіоактивних аерозолів при виконанні будівельно-монтажних робіт на об'єкті «Укриття».** У січні - лютому 2007 р. у західній частині об'єкта «Укриття» тривали роботи зі стабілізаційного заходу № 2. У цей період було проведено заключні монтажні операції по передачі навантажень від західних кінців балок Б1/Б2 на консолі веж, споруджених біля західної контрфорсної стіни. Для

спостереження за аерозольною обстановкою, що складалася у верхній частині об'єкта «Укриття», протягом місяця було відібрано 13 проб аерозолів у системі «Байпас». Установлено, що концентрації аерозолів-носіїв довгоживучих бета-випромінюючих нуклідів-продуктів Чорнобильської аварії варіювали в діапазоні 0,1 – 70 Бк/м<sup>3</sup>. Мінімальні концентрації були пов'язані з надходженням (через вирізані будівельниками монтажні отвори в західній частині об'єкта «Укриття») повітря із зовнішнього середовища. Максимальні концентрації 50 і 70 Бк/м<sup>3</sup> зареєстровано 13 і 22 лютого при монтажних і зварювальних операціях.

У пробах аерозолів, відібраних у приміщеннях 208/10 і 207/5 від 23 і 24 травня, було зареєстровано дуже високі концентрації радону (близько 100 Бк/м<sup>3</sup>) і торону (11 – 13 Бк/м<sup>3</sup>). Поява цих природних радіоактивних інертних газів була зумовлена припиненням тяги в системі «Байпас» унаслідок сталої жаркої погоди, коли в денні години температура повітря в районі об'єкта «Укриття» досягала 30 – 32 °С.

У березні – травні було проведено паралельні відбори проб аерозолів в системі «Байпас» і в локальній зоні (у районі робіт з розкриття й демонтажу берми у південній стіні машинного залу). Вимірювання 21 проби показали, що концентрації <sup>212</sup>Pb в системі «Байпас» на 1 – 2 порядки величини вище, ніж у локальній зоні. Із цього випливало, що всередині об'єкта «Укриття» є джерело еманування торону набагато потужніше, ніж дезінтегровані бетон і гравій, що утворюються при роботах на бермі.

Проведені в 2007 р. спостереження за вмістом в об'єкті «Укриття» радону й торону показали, що їх альфа-випромінюючі дочірні продукти вносять значний вклад у внутрішнє опромінення персоналу, зайнятого на роботах у різних приміщеннях.

### 3. Дослідження стійкості ЛПВМ до впливу зовнішніх реагентів хімічної природи.

Доза внутрішнього опромінення персоналу, в основному, формується за рахунок надходження в органи дихання «гарячих» аерозольних частинок (АГЧ), що містять альфа-випромінюючі довгоживучі трансуранові елементи.

Для ретроспективної оцінки внеску інгаляційної складової в еквівалентну дозу внутрішнього опромінення необхідно знати клас розчинності АГЧ (F, M, S). У лабораторних умовах можна визначити клас розчинності АГЧ в *in vitro* експериментах з використанням розчинів, що імітують легенеvu рідину (ІЛР).

Проведено дослідження кінетики розчинності АГЧ у розчинах різного складу (ІЛР, 0,1 моль/л HCl і 1 моль/л HCl).

Аналіз отриманих даних показав, що основна кількість <sup>137</sup>Cs (35 – 50 %) переходить у розчин ІЛР у перші сім днів проведення експерименту. Можливо, це відбувається за рахунок розчинності конденсаційних аерозольних частинок, збагачених по <sup>137</sup>Cs і здатних до більш високої розчинності, чим паливні частинки. У наступні періоди швидкість розчинення цезію значно знижується, і через 36 діб процес розчинення цезію регулюється дифузійною із внутрішнього об'єму крупних «гарячих» частинок на їхню поверхню. Розчинність <sup>90</sup>Sr в ІЛР становить 3 – 5 %. Слід зазначити, що в розчині 0,1 моль/л HCl, що використовується як імітатор шлункового соку, ступінь розчинності <sup>90</sup>Sr досягає 7 – 12 %.

Результати радіохімічного аналізу показали, що ступінь розчинності <sup>238</sup>Pu і <sup>239+240</sup>Pu у розчині ІЛР становить 1,0 – 1,5 %, а <sup>241</sup>Am – 0,3 – 0,5 %. Ступінь і швидкість вилужування плутонію й америцію з аерозольних «гарячих» частинок розчином ІЛР залежить від розміру «гарячих» частинок. У розчині 0,1 моль/л HCl ступінь розчинності <sup>238</sup>Pu та <sup>239+240</sup>Pu становить 5 – 8 % і значно нижче, ніж <sup>241</sup>Am, розчинність якого – 9 – 21 %. Отримані нові експериментальні дані дають змогу розрахувати константи швидкості розчинності АГЧ і визначити референтний тип інгаляційного надходження радіонуклідів.

**4. Дослідження речовинного складу й властивостей аерозолів і ЛПВМ об'єкта "Укриття". Дослідження міграційних характеристик форм радіонуклідів, утворених при руйнуванні ЛПВМ.** Виділено два штами, які переважно зв'язують радіоцезій. Визначено коефіцієнти накопичення радіоцезію цими культурами (2600 і 3400 відповідно). Для

подальших досліджень напрацьовано приблизно по 30 мг культур на середовищах, що містять радіоцезій. Виконано аналізи мікробного компонента зразка мулистої фракції ґрунту з питомою активністю 20000 Бк/проба. Виділену біомасу досліджено методами оптичної мікроскопії. Відпрацьовано м'яке лизировання мікробної біомаси зразка з використанням препарату LUMOSOLVE. У лизированому матеріалі методом 2-мірної тонкошарової хроматографії розділено з використанням сумішей різних розчинників і виділено із застосуванням авторадіографії 19 фракцій речовин, що містять радіонукліди. Виконано гамма-спектрометричні й радіохімічні аналізи зразків.

Отримані результати вказують на наявність чотирьох сполук, що містять тільки  $^{90}\text{Sr}$ , і п'ять містять тільки  $^{137}\text{Cs}$ . Інші містять як радіоцезій, так і радіостронцій.

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

(Тема 4)

*Відділення ядерної та радіаційної безпеки*

Виконавці: к.т.н. Є. Д. Висотський, В. Г. Шевченко

У ході виконання роботи верифіковано матеріальну модель скупчення ПВМ, що знаходиться в південно-східному квадранті підреакторної плити (ПП) і ідентифікованого як зона критмасового ризику (КМЗ1). Масові та геометричні параметри моделі задавалися, виходячи із сценарію утворення ПВМ, при якому твердий діоксид урану ( $\text{UO}_2$ ) розчиняється в розплаві оксиду кремнію ( $\text{SiO}_2$ ). При цьому задана в моделі кількість палива становила 10 т при концентрації до 30 %. Для моделі за допомогою програми MCNP було розраховано розподіли щільності потоків нейтронів (ЩПН) та ефективний коефіцієнт розмноження ( $K_{\text{eff}}$ ). Результати розрахунків порівнювалися з даними вимірювань нейтронних полів на периферії КМЗ1. Показано, що реальна кількість палива в КМЗ1 і його концентрації значно перевищують значення, задані в даній версії моделі.

Сформовано початкові дані для розробки матеріальної моделі за сценарієм взаємодії розплаву палива з бетоном.

Розглянуто нову версію підкритичного інциденту в червні 1990 р. Показано, що розвиток і самогасіння нейтронної аномалії було викликано надходженням води в порожнини проплавлення ПП. Відновлена динаміка температурних і вологістних режимів в ПП показала, що вода стала поступати в райони скупчення у травні - червні у зв'язку з падінням температури в районі КМЗ нижче за 100 °С. Швидкість уведення реактивності в розмножуюче середовище скупчення була монотонною і становила  $10^{-4}$  β/с. Монотонність визначалася механізмом реалізації пористості (зволоженням) розмножуючого середовища скупчення. Розрахункові оцінки показали, що самогасіння підкритичного інциденту викликано перезволоженням.

У даній час нижня частина КМЗ1 постійно знаходиться у воді, рівень якої не опускається нижче за позначку 9,0 м. Тому припинення доступу води на ПП може привести до повернення в точку оптимального зволоження розмножуючого середовища і розвитку надкритичного інциденту. Уведення нейтронно-поглинаючих компонент у вигляді розчинів в об'єми скупчень може не дати результату, оскільки структура середовища невідома і може бути молекулярним фільтром, тобто не пропускати молекули солей гадолінію та бору.

### РОЗРОБКА НОВИХ ПІДХОДІВ ПРИ ПОВОДЖЕННІ З РАДІОАКТИВНИМИ ВІДХОДАМИ (РАВ) ОБ'ЄКТА "УКРИТТЯ"

(Тема 5)

**Дослідження й розробка гнучкої технології очищення рідких радіоактивних відходів,  
утворених при знятті АЕС із експлуатації**

*Відділення вимірювально-діагностичних систем*  
Виконавець - *О. Б. Андронов*

Завданням роботи на 2007 р. була розробка гнучкої технології (ГТ) утилізації рідких радіоактивних відходів.

У результаті досліджень:

Установлено діапазон концентрацій компонентів ствердженого продукту, при якому зберігається необхідна призма міцність цементного каменю.

Розроблено технологічні принципи й рекомендації із застосування цементування й гіпсування при поводженні з відходами різного складу.

Визначено методи зневоднювання (концентрування) шламів і способи їхньої адаптації до роботи в ГТ (це методи радіаційного, конвективного й комбінованого сушіння). Розроблено інструмент інженерних розрахунків.

Розроблено й виготовлено лабораторну універсальну установку для проведення досліджень за програмою створення ГТ.

Досліджено кінетику сорбції на натурних розчинах (проби з об'єкта «Укриття») різних сорбентів.

Отримані результати будуть використані для формування бази даних при розробці системи інформаційного й програмного забезпечення ГТ.

**Дослідження закономірностей розподілу радіоактивних матеріалів у техногенних ґрунтах локальної зони об'єкта "Укриття"**

*Відділення проектування об'єктів із радіаційно-ядерними технологіями*  
Виконавці: к.т.н. *М. І. Панасюк*, к.ф.-м.н. *А. Д. Скорбун*

У роботі розглянуто можливість оцінювання плутонію за даними вимірювання  $^{137}\text{Cs}$  для так званого активного шару ґрунту, в якому знаходиться паливо, що випало на поверхню землі під час аварії.

Результати лабораторних аналізів кернів, що відбиралися у процесі наукового супроводу буріння свердловин на проммайданчику ЧАЕС, показали, що між різними ізотопами для розглянутої зони активного шару зберігається стабільне співвідношення. Тому основним доказом можливості використання гамма-каротажу для поставленої задачі буде наявність стабільного співвідношення між кількостями  $^{137}\text{Cs}$ , одержаними за результатами лабораторних аналізів та, відповідно, гамма-каротажу.

Показано, що результати гамма-каротажу адекватно відображають розповсюдження радіонуклідів у досліджуваних ґрунтах. У свою чергу це дає змогу використовувати дані гамма-каротажу для оцінки запасів ТУЕ за допомогою кореляційних співвідношень.

**РОЗРОБКА КОМПЛЕКСУ ТЕХНОЛОГІЧНИХ ЗАХОДІВ ДЛЯ ВИКОНАННЯ РАДІАЦІЙНО НЕБЕЗПЕЧНИХ РОБІТ В ОБ'ЄКТІ "УКРИТТЯ", У ТОМУ ЧИСЛІ З ВИКОРИСТАННЯМ БЕЗЛЮДНИХ ТЕХНОЛОГІЙ**  
(Тема 6)

**Розробка безлюдних технологій з використанням дистанційно керованих агрегатів для виконання радіаційно-небезпечних робіт в об'єкті "Укриття"**

*Відділення ядерної та радіаційної безпеки*  
Виконавці: *В. О. Краснов*, *М. М. Мишковський*

Мета роботи - розробка конструкцій дистанційно керованих агрегатів (ДКА) і розробка технологічних методів для реалізації демонстраційного прототипу вилучення й контейнеризації ПВМ з басейну-барботера (ББ) об'єкта «Укриття».

Останнім етапом у даній роботі стала розробка, виготовлення й випробування ДКА «Контейнеризатор - транспортувальник» (ДКА КТ).

ДКА КТ призначено для вилучення скупчень ПВМ у ББ об'єкта "Укриття" з наступною контейнеризацією й транспортуванням контейнерів до місця організованого зберігання.

Випробування макетного зразка ДКА КТ показали можливість його використання для вилучення і контейнеризації скупчень ПВМ у радіаційно-небезпечних приміщеннях об'єкта "Укриття", зокрема ББ об'єкта "Укриття".

ДКА КТ може бути також застосований для виконання інших завдань, пов'язаних з роботами в радіаційно-небезпечних умовах. У роботі показано можливість використання таких систем як для виконання окремих радіаційно-небезпечних робіт на об'єкті "Укриття", так і для виконання завдань по виконанню довгострокової програми перетворення об'єкта "Укриття" в екологічно безпечний стан, передбачених програмами SIP. Подібні системи можуть внести свій внесок в істотне зниження дозозатрат для персоналу, який працює на об'єкті "Укриття". ДКА КТ забезпечить виконання робіт у приміщеннях об'єкта "Укриття" з високими рівнями радіації.

### **Розробка інтерфейсу для розподіленої бази даних об'єкта «Укриття», що розрахований на багато користувачів**

*Відділ інформаційних технологій*

Виконавці: к.ф.-м.н. *В. Т. Котлярів, Є. В. Батій*

Створення інформаційної моделі об'єкта «Укриття» в мережі має вирішити дві задачі: розробку інтерфейсу для розподіленої бази даних об'єкта «Укриття», для багаточисельності користувачів, що не потребує різних спеціалізованих програм для робочих станцій; а також розробку засобів доступу до локальних і віддалених банків зберігання даних в умовах їх колективного використання. Для вирішення таких задач був створений користувальницький інтерфейс, що не потребує складних спеціалізованих програм для своєї роботи.

У запропонованій роботі розподілена база даних будується на основі програмного комплексу Autodesk MapGuide, що дозволяє створити модель об'єкта «Укриття» у вигляді географічної інформаційної системи. Ця модель надає можливості публікувати в мережі Інтернет карти, вихідні дані, що знаходяться в різних базах даних, а також забезпечує інтеграцію ГІС-даних різних форматів.

Робота, що розглядається, дозволяє створити модель об'єкта «Укриття» у вигляді розподіленої інформаційної системи, в якій вихідні дані знаходяться в локальних або віддалених банках зберігання даних, а контроль за станом документів, що знаходяться в системі, може бути переданий авторам, відповідальним за їх поновлення.

Робота представленого користувальницького інтерфейсу не потребує інсталяції спеціалізованих програм. Для роботи з інтегрованою базою даних можливо використання будь-якого комп'ютера, що має зв'язок із мережею Інтернет і використовує стандартну програму Microsoft Internet Explorer.

Кількість одночасних підключень до системи обмежується пропускнуою здатністю web- та MapGuide-серверів.

### **РОЗРОБКА МЕТОДИК І ПРИЛАДІВ ДЛЯ ДІАГНОСТИКИ ПЕРЕДАВАРІЙНИХ СТАНІВ ОБ'ЄКТІВ АТОМНОЇ ТЕХНІКИ ШЛЯХОМ ОЦІНКИ ХАРАКТЕРИСТИК СУПУТНІХ АЕРОЗОЛІВ** (Тема 7)

Науковий керівник - д.ф.-м.н. *О. Е. Меленевський*

*Відділення радіаційних технологій, матеріалознавства та екологічних досліджень*

Виконавці: *Т. А. Кравчук, І. О. Ушаков*

У рамках виконання розділу 1 теми проведено 16 вимірювань концентрації та дисперсного складу альфа- і бета-радіоактивних аерозолів у підреакторних приміщеннях 207/4 та

318/2 за умов різного напрямку переміщення повітряних мас в об'єкті "Укриття". У більшій частині вимірювань отримано такі результати:

питома концентрація  $^{220}\text{Rn}$  перевищувала (у деяких випадках - значно)  $10 \text{ Бк/м}^3$  - нижній рівень дії для ЕРОА;

має місце двомодальний характер розподілу альфа-активних аерозолів за розміром з АМАД в інтервалах 0,2 - 0,5 та 3 - 7 мкм відповідно. Парціальний внесок субмікронної компоненти становить 30 - 40 %;

питома концентрація бета-активних аерозолів у два і більше разів перевищує їх рівнозначне значення, розраховане в припущенні можливого паливного походження аерозолію;

співвідношення радіоактивності радіонуклідів  $^{137}\text{Cs}$  та  $^{90}\text{Sr}$  у складі бета-активних аерозолів знаходиться в інтервалі 0,4 - 0,6.

Підвищену концентрацію  $^{220}\text{Rn}$  можна пов'язати з існуванням у даному випадку двох каналів його виникнення: традиційного, за рахунок розпаду  $^{232}\text{Th}$ , та специфічного для об'єкта "Укриття" - за рахунок розпаду  $^{236}\text{Pu}$ , напрацьованого за доаварійний час роботи реактора.

У рамках виконання розділу 2 теми проводилася розробка способу вияву локальної аварії - малого потоку води з першого контуру ядерного водо-водяного енергетичного реактора (Р) у його герметичні приміщення (ГП).

У розробленому способі можливість підвищення чутливості та експресності вияву змін у стані аварійного ГП досягається завдяки тому, що виявляють локальне підвищення нормованої на діючу потужність Р концентрації важких аероіонів радіолітичного походження, яка безпосередньо пов'язана з кількістю молекул гарячої води, що надійде у ГП через малий протік.

Спосіб перевірено на спеціально створеному в ІПБ АЕС НАН України термоізолюваному стенді. Досліджуване повітря з направленого потоку надходило до пробовідбірника через набір іонізаторів на основі  $^{239}\text{Pu}$  альфа-випромінювачів. Розраховане значення питомої іонізації повітря становило  $2,5 \cdot 10^{10}$  іонів/(см<sup>3</sup>·с). Швидкість прокачування повітря через пробовідбірник була  $3,5 \text{ дм}^3/\text{с}$ .

Результати вимірювань концентрації аероіонів на відстанях 1,2 та 2,4 м від сопла показали, що при встановлених в умовах стенду незмінних значеннях температури ( $60 \text{ }^\circ\text{C}$ ), вологості (80 %) та атмосферному тиску (типові умови ГП) запропонованим способом можуть бути достовірно зареєстровані протоки з питомими витратами води 0,31 і 0,61 г/с відповідно. Рекомендована нормативними документами чутливість системи контролю потоку води у першому контурі Р становить значно більшу величину - 65 г/с.

## **РОЗРОБКА МЕТОДІВ І ЗАСОБІВ ІДЕНТИФІКАЦІЇ СТАНУ РЕАКТОРНОЇ УСТАНОВКИ НА ОСНОВІ ЗАСТОСУВАННЯ МЕТОДІВ АКУСТИЧНОЇ ШУМОВОЇ ДІАГНОСТИКИ**

(Тема 9)

Науковий керівник - чл.-кор. НАН України, д.т.н. *О. О. Ключников*

*Відділення атомної енергетики*

Виконавці: к.т.н. *В. І. Борисенко*, к.ф.-м.н. *С. І. Сіренко*, *М. М. Сидорук*

Рівень безпеки при експлуатації АЕС залежить від своєчасного виявлення відхилень від нормальних режимів роботи різних компонент АЕС. Штатна система контролю не передбачає можливість виявлення аномалій на стадії їх розвитку.

Результати діагностичних вимірювань використовують при плануванні профілактичних і ремонтних робіт.

Метою науково-дослідницької роботи є розробка методів і засобів ідентифікації стану реакторної установки і її компонент на основі застосування методів шумової діагностики (МШД).

Основною метою впровадження МШД на АЕС є раннє виявлення і прогнозування розвитку аномалій у функціонуванні різних вузлів та агрегатів обладнання АЕС.

Для проведення НДР із застосування МШД створено вимірювально-інформаційний комплекс шумової діагностики. Першочерговою задачею такого комплексу є визначення технічних та програмних вимог до системи контролю вібраційного стану внутрішньо-корпусних пристроїв і першого контуру реактора, яка повинна забезпечувати:

вимірювання змінних складових сигналів технологічного контролю нейтронного потоку, температури, тиску;

збір та обробку даних вимірювань, архівацію й представлення результатів.

У процесі виконання робіт за темою було виявлено значні відмінності у визначенні характеристик нейтронного потоку реакторів ВВЕР для апаратури контролю нейтронного потоку (АКНП) старого й нового поколінь. Це суттєво впливає на забезпечення безпеки ВВЕР, тому що не виконуються вимоги правил ядерної безпеки (ПБЯ РУ АС-89). Причини такої відмінності та рекомендації з усунення виявлених у роботі АКНП недоліків повинні бути досліджені додатково. Тому вважаємо доцільним провести дослідження з розробки системи визначення характеристик нейтронного потоку реактора в процесі зміни потужності, роботи захисту та в підкритичному стані.

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

Науковий керівник - д.ф.-м.н. *В. М. Павлович*

*Відділення атомної енергетики*

Відповідальні виконавці: д.ф.-м.н. *В. В. Рязанов*, к.ф.-м.н. *С. А. Стороженко*,  
к.ф.-м.н. *В. О. Бабенко*

На основі теорії випадкових розгалужених процесів з імміграцією розвинута дво-групова модель нейтронних флуктуацій в підкритичних системах. Отримано аналітичні рівняння для статистичних розподілів нейтронів у таких системах, зокрема для розподілів нейтронів, зареєстрованих детектором. Отримані рівняння застосовуються для вдосконалення методики вимірювання параметрів підкритичних систем. Також на основі методу Монте-Карло проведено моделювання нейтронних флуктуацій у підкритичних системах, що дає змогу виявити область застосування теоретичних результатів

Проведено обрахунки густини потоку нейтронів в приміщенні 305/2 об'єкта „Укриття” на основі моделі розташування палива, запропонованої у відділенні ядерної та радіаційної безпеки. Проведено порівняння розрахункових результатів з експериментальними і на цій основі вдосконалено модель розподілу палива у приміщенні 305/2.

Розроблено апаратурний комплекс для вимірювання глибини вигорання палива в окремих збірках діючих АЕС. Методом Монте-Карло проведено розрахунки потоків нейтронів для реальної експериментальної ситуації, а також вимірювання потоків нейтронів під час ППР на 2-му енергоблоці Запорізької АЕС.

**РОЗРОБКА КОМП'ЮТЕРНИХ МОДЕЛЕЙ, ВИМІРЮВАЛЬНИХ МЕТОДИК  
ТА ПРИЛАДІВ ДЛЯ ПІДВИЩЕННЯ БЕЗПЕКИ НА ЯДЕРНО-РАДІАЦІЙНИХ ОБ'ЄКТАХ  
(Тема 11)**

*Відділення проектування об'єктів із радіаційно-ядерними технологіями*

*Відділ інформаційних технологій*

Відповідальні виконавці: к.ф.-м.н. *В. Г. Батій*, д.ф.-м.н. *В. П. Михайлюк*,  
к.ф.-м.н. *В. Т. Котляров*

Метою даних досліджень є розвиток експериментальних і розрахункових методик, розроблених для підвищення радіаційної безпеки в процесі перетворення об'єкта "Укриття", а також для їх застосування на діючих об'єктах атомної енергетики. Для досягнення цієї мети



було розроблено методики створення комп'ютерних моделей радіаційно-небезпечних зон та проведено математичне моделювання процесу поведінки з відпрацьованим ядерним паливом (ВЯП).

Аналіз процесу поведінки з ВЯП дав змогу виділити найбільш небезпечні процедури та розробити рекомендації щодо зменшення радіаційних ризиків.

На даному етапі вирішувалась задача про повітряне перенесення радіоактивних речовин у внутрішніх приміщеннях при викиді внаслідок аварії, що пов'язана з падінням та руйнуванням пеналу з відпрацьованою тепловиділяючою збіркою.

У ході дослідження показано доцільність використання автоматизованої системи оперативного реагування при можливій аварії з метою припинення розповсюдження радіоактивних речовин. Мета моделювання – надати уточнені прогностичні оцінки концентрації радіоактивних домішок у перші хвилини після аварійного викиду з метою розробки методів керування радіаційними ризиками.

Розрахунки показали, що повітряне розповсюдження радіоактивних речовин у внутрішніх приміщеннях об'єкта відбувається достатньо швидко: від декількох секунд для невеликих і середніх приміщень до декількох десятків секунд для великих приміщень типу НБК.

Таким чином, безпека радіаційно-небезпечних виробництв повинна базуватись на технічних засобах автоматичного керування протіканням аварії з метою мінімізації її негативних наслідків (керуванню радіаційними ризиками).

## **РОЗРОБКА МОДЕЛЕЙ ТА ПРОГРАМНИХ ПРОДУКТІВ РОЗСПОВАННЯ НЕСТАЦІОНАРНИХ ВИКИДІВ З АЕС, ПРОЦЕСІВ ЗАБРУДНЕННЯ ОБ'ЄКТІВ НАВКОЛИШНЬОГО СЕРЕДОВИЩА (Тема 12)**

Науковий керівник - д.ф.-м.н. *Є. К. Гаргер*

*Відділення зняття з експлуатації АЕС*

Розроблено нову версію мезомасштабної моделі атмосферного переносу LEDI, інтегровану з моделлю числового прогнозу погоди MM5. Проведено верифікацію мезомасштабної моделі на матеріалах Чорнобильської аварії з використанням числової моделі прогнозу погоди MM5. Для цього з використанням розрахованих по MM5 полів метеорологічних елементів над територією України в початковий період аварії на ЧАЕС (26 квітня - 7 травня 1986 р.) по моделі LEDI виконано розрахунки поширення радіоактивних викидів  $^{137}\text{Cs}$  з аварійного блока ЧАЕС у початковий період аварії й формування поля випадань на території України.

Проведено верифікацію моделі переносу  $^{137}\text{Cs}$  і  $^{90}\text{Sr}$  у ланцюзі «грунт - рослина». Визначено необхідні вхідні дані й параметри моделі, вписано алгоритм для створення програмного продукту для Поліського регіону.

Розроблено алгоритм побудови цифрової інформаційної моделі місцевості, результати якої у вигляді карт коефіцієнтів переходу було використано в просторовому моделюванні ступеня забруднення рослинності навколо зони впливу Рівненської АЕС (РАЕС), проведено екологічне зонування території впливу РАЕС із виділенням критичних територій за коефіцієнтом переходу радіоактивного цезію із ґрунту в рослинність із урахуванням локальних географічних особливостей території.

Розроблено статистичну модель прогнозу об'ємної активності на основі теорії випадкових процесів і дано довгостроковий прогноз об'ємної активності до 2009 р. Верифікацію результатів прогнозування було проведено за незалежними даними після 1992 р.

Розроблено методичні рекомендації з проведення міжгалузевої оптимізації сільськогосподарського виробництва на основі закономірностей формування круговороту речовини й потоків енергії при різній галузевій структурі господарських формувань, у тому числі в зоні впливу АЕС.

**РОЗРОБКА НАУКОВИХ, ТЕХНОЛОГІЧНИХ І МЕТОДИЧНИХ ЗАСАД, МАТЕМАТИЧНИХ, ПРОГРАМНИХ ТА ІНСТРУМЕНТАЛЬНИХ ЗАСОБІВ СИСТЕМИ КОМПЛЕКСНОГО МОНІТОРИНГУ ТЕХНІЧНОГО СТАНУ ЕЛЕКТРОТЕХНІЧНОГО ОБЛАДНАННЯ ЕНЕРГОБЛОКІВ АЕС УКРАЇНИ**  
(Тема 13)

Науковий керівник - д.т.н. *Г. М. Федоренко*

*Відділення безпечної експлуатації АЕС*  
Відповідальний виконавець - к.т.н. *О. Г. Кенцицький*

На розроблених математичних моделях електромагнітних, гідравлічних і теплових процесів в активних зонах потужних турбогенераторів енергоблоків АЕС проведено комплекс варіантних розрахунків щодо можливості виключення пожежо- та вибухонебезпечного водню із систем охолодження машин та його заміни на безпечний холодоагент (азот або гелій). Визначено рівень механічних втрат та припустимий рівень навантаження машин різних конструкцій при заміні водню на азот або гелій. Зокрема, як свідчать результати розрахунків, турбогенератори Рівненської АЕС типу ТВВ-220-2У3 можуть бути безперешкодно переведені на охолодження азотом. При цьому рівень температур активних зон зміниться в припустимих межах, а ККД практично залишиться на сьогоднішньому рівні.

Проведено тестові випробування розробленого макету програмного комплексу обробки температурної інформації, що надходить від засобів системи штатного термоконтролю електричної машини на діючому турбогенераторі № 5 Рівненської АЕС. Програмний комплекс довів свою працездатність та ефективність. Під час випробувань було визначено, що чотири із 84 (~5 %) термометрів опору штатної системи термоконтролю є такими, що їх показання можна вважати недостовірними. У цілому стан турбогенератора за даними системи можна вважати задовільним. Через деякий час передбачається повторити обстеження з метою визначення трендів та тенденцій у зміні теплового стану активних зон машини.

Проведено аналіз аварійних зупинень енергоблоків АЕС, обумовлених відмовами трансформаторів як силових, так і вимірювальних. Установлено, що 50 % пошкоджень трансформаторів викликано пошкодженнями комплектуючих вузлів.

Розроблено та науково обґрунтовано методи побудови однофакторних моделей прогнозування залишкового ресурсу силових трансформаторів енергоблоків АЕС та технічні пропозиції щодо створення системи моніторингу їх технічного стану. У рамках госпрозрахункового договору № 20/ПП/06 із АТ «ВІТ» (Запоріжжя) розроблені пропозиції передано для спільного впровадження при виготовленні та обслуговуванні трансформаторів у складі енергоблоків АЕС.

**ДОСЛІДЖЕННЯ РАДІОАКТИВНОГО АЕРОЗОЛЮ У ПРИЗЕМНОМУ ШАРІ НА ПРОМИСЛОВИМУ ТА БУДІВЕЛЬНОМУ МАЙДАНЧИКАХ ОБ'ЄКТА "УКРИТТЯ", СТВОРЕННЯ МОБІЛЬНОГО АЕРОЗОЛЬНОГО КОМПЛЕКСУ ДЛЯ ДОСЛІДЖЕНЬ У ЗОНАХ СПОСТЕРЕЖЕННЯ ТА САНІТАРНО-ЗАХИСНІЙ ЗОНІ АЕС**  
(Тема 14)

Науковий керівник - д.ф.-м.н. *Є. К. Гаргер*

*Відділення зняття з експлуатації АЕС*

Проведено аналіз вимірювань в зимовий період 2006 р. різними відбірними пристроями навколо об'єкта "Укриття"; відзначено підвищення об'ємної активності на два порядки за основними дозоутворюючими радіонуклідами під час короткочасної техногенної діяльності. У період різкого підвищення загальної активності лише по  $^{239+240}\text{Pu}$  об'ємна активність зростала до половини  $\text{ДК}_{\text{інт}} = 4 \cdot 10^{-4} \text{ м}^{-3}$ . Зростання концентрацій радіоцезію і стронцію-90 хоча й було значним, проте запас у два порядки величини до рівня припустимих концентрацій не був досягнутий. Вимірювання 2007 р. здійснено тільки на промайданчику, де відмічено техногенну діяльність. За результатами вимірювань проведено оцінку функції

розподілу бета-активності за розмірами часток пилу. Відібрано "гарячі" частки різних розмірів, проведено їх авторадіографію до та після екстракції в імітаторах легеневої рідини та шлункового соку, виміряно швидкості розчинення в різних імітаторах легеневої рідини та шлункового соку. З даних вимірювань випливає, що для "гарячих" часток з діаметром, приблизно рівним 10 мкм, константа швидкості розчинення в легеневої рідині дорівнює  $(3,0 \pm 2,7) \cdot 10^{-6}$  г/см<sup>2</sup> діб<sup>-1</sup>. Для часток з діаметром 17 мкм константа була  $(0,26 \pm \pm 0,10) \cdot 10^{-6}$  г/см<sup>2</sup> діб<sup>-1</sup>, що свідчить про значну залежність швидкості розчинення від розміру часток.

Створено макет стенда для польових досліджень та макет установки седиментаційного поділу аерозолі в потоці на вузькі фракції з використанням ультразвукового генератора й п'єзокерамічного вібратора.

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

Науковий керівник - д.т.н. *А. В. Носовський*

*Відділення зняття з експлуатації АЕС*

Метою роботи є розробка методичних рекомендацій для планування діяльності, спрямованої на виведення з експлуатації ядерних енергетичних установок.

У результаті виконання роботи було визначено нормативні вимоги до об'єму радіаційного контролю на етапі зняття з експлуатації, виділено основні складові та види радіаційного контролю опромінення персоналу, розроблено рекомендації з визначення необхідного об'єму радіаційного контролю при знятті з експлуатації. Сформульовано рекомендації та методичні вказівки з розробки "Плану захисту персоналу в разі аварії на енергоблоці АЕС на етапі зняття з експлуатації".

Проаналізовано та узагальнено практику розробки та реалізації програм поводження з радіоактивними відходами при знятті з експлуатації ядерних енергетичних установок.

Методичні вказівки з проведення комплексного інженерного і радіаційного обстеження (КІРО) відображають кращі досягнення світової та національної практики й можуть служити основою для проведення практичної діяльності з підготовки до виведення з експлуатації енергоблоків АЕС України.

### Видавнича діяльність

У 2007 р. в ІПБ АЕС видано два випуски науково-технічного збірника "Проблеми безпеки атомних електростанцій і Чорнобиля", в яких міститься 38 статей за основною тематикою інституту. Авторами та співавторами більшої частини статей є працівники ІПБ АЕС. Крім того, 57 статей було опубліковано фахівцями ІПБ АЕС в інших виданнях. Було видано буклет "НАН України. Інститут проблем безпеки АЕС".

Фахівцями ІПБ АЕС НАН України підготовлено чотири монографії:

*Ключников О.О., Носовський А. В.* Основи дозиметрії іонізуючих випромінювань. - Чорнобиль: Інститут проблем безпеки АЕС НАН України, 2007. - 256 с.

*Носовський А.В., Алексєєва З.М., Борозенець Г.П. та ін.* Поводження з радіоактивними відходами. - К.: Техніка, 2007. - 368 с.

*Перевозников О. Н., Ключников А.А., Канченко В.А.* Индивидуальная дозиметрия при радиационных авариях. - Чернобыль: Институт проблем безопасности АЭС НАН Украины, 2007. - 199 с.

*Чернобыльская катастрофа: эффективность мер защиты населения, опыт международного сотрудничества / Б. С. Пристер, Р. М. Алексахин, В. Г. Бебешко и др. / Под общей ред. Б. С. Пристера. – К.: Украинское ядерное общество, 2007. – 64 с.*