

ня), а також від часу використання ДПЗ (детектор прямого заряду) в активній зоні (числа відпрацьованих паливних кампаній).

Розглянуто й відібрано методи визначення температурного коефіцієнта реактивності на основі дослідження шумових характеристик сигналів нейтронних і температурних датчиків.

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

В. М. Павлович, О. А. Кучмагра

На даному етапі було проведено випробування вдосконаленого апаратурно-програмного комплексу та розроблено методи аналізу даних.

Для проведення вимірювань у сховищі відпрацьованого ядерного палива (ЧАЕС) розроблено та виготовлено "сухий" канал для розміщення в ньому блока детектування, що входить до складу апаратурно-програмного комплексу.

"Сухий" канал забезпечує: вертикальне положення пристрою детектування при зануренні його в басейн витримки; захист блока детектування, кабельної лінії зв'язку від дії середовища (вода в басейні витримки) і механічних пошкоджень при його переміщеннях; співвісне розташування блока детектування і пенала з відпрацьованою тепловиділяючою збіркою (ВТВЗ) при вимірюваннях; контроль, незмінність і повторюваність взаємного розташування (геометрія вимірювання) блока детектування і ВТВЗ. При проведенні вимірювань блок детектування встановлювався в "сухий" канал, який також забезпечує можливість переміщення блока детектування вручну вздовж вертикальної осі і розміщення його на різних висотних відмітках ВТВЗ у точках вимірювання. Основою конструкції "сухого" каналу є типовий пенал для зберігання ВТВЗ, доповнений конструктивними елементами для вирішення вказаних вище завдань.

Виготовлений модернізований 2-канальний апаратурно-програмний комплекс пройшов лабораторні дослідження та випробування у вимірювальній лабораторії. При цьому використовувалися наявні випробувальні стенди лабораторії. Визначено метрологічні характеристики вимірювального каналу на нейтронному джерелі. У ході досліджень визначено коефіцієнти перетворення щільності потоку нейтронів у швидкість рахунку нейтронів для кожного вимірювального каналу, оцінено додаткові похибки коефіцієнта перетворення від впливу температури, досліджено перешкодостійкість вимірювального каналу.

Набрано великий обсяг даних вимірювань часу реєстрації подій від нейтронного джерела за різних умов проведення експерименту (різна щільність потоку нейтронів, при різних порогах дискримінації, з імітацією імпульсних перешкод і т. ін.) для подальшої обробки і випробування розроблених алгоритмів на реальних даних.

Досліджено можливості використання альфа-активності радіатора камери поділу для контролю працездатності вимірювального каналу. Аналіз результатів проведених досліджень та вимірювань параметрів імпульсного потоку альфа-частинок камери поділу на виході вимірювального каналу дозволяє рекомендувати його використання в якості тест-генератора при перевірці працездатності вимірювального каналу систем контролю і вимірювання параметрів нейтронного випромінювання з використанням камери поділу.

У сховищі відпрацьованого ядерного палива ЧАЕС проведено експериментальні дослідження апаратурно-програмного комплексу та натурні вимірювання параметрів нейтронного потоку від ВТВЗ (15 збірок) з метою визначення його характеристик.

Нестандартною величиною, яка вимірюється створеною апаратурою, є моменти часу реєстрації кожного вхідного імпульсу й отримано з цих даних потік інтервалів часу між моментами реєстрації імпульсів. Цей потік інтервалів аналізувався різними методами.

1. Потік інтервалів перетворюється на потік кількості відліків у заданому інтервалі часу, який аналізується стандартними методами нейтронної шумової діагностики – методами Фейнмана, Могільнера - Золотухіна та Россі-альфа. Зокрема, було показано, що підвищення точності обробки експериментальних даних можна досягти за рахунок відповідного вибору довжин інтервалів часу. Крім того, було досліджено вплив шумів різного типу на точність визначення параметрів підкритичних систем з експериментальних даних.

2. Було перевірено можливість аналізу потоку інтервалів за допомогою методу аналізу гіпервипадкових величин. Було проаналізовано дані, отримані з вимірювань, проведених у лабораторних

умовах, а також у сховищі відпрацьованого ядерного палива. Показано ефективність використання так званої гіперстатистики.

Результати обробки експериментальних даних указують на те, що:

а) для різних об'єктів вимірювань - лабораторне джерело нейтронів, відпрацьоване паливо - потоки інтервалів мають різну статистичну стійкість;

б) на всіх етапах дослідження чітко видно відмінності даних, отриманих від різних джерел. Розрахунок відносної накопиченої невизначеності дає змогу класифікувати дані: виявилось практично можливим за даними проведеного аналізу розрізнити джерела нейтронів.

**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. Н. Щербін, О. В. Балан, В. Г. Батій, В. М. Рудько

У 2014 р. для розробки концептуальних рішень щодо подальшого поводження з ПВМ та пропозицій про додаткову інфраструктуру нового безпечного конфайнмента (НБК) був проведений аналіз критеріїв розділення потоків радіоактивних відходів (РАВ) по типу допустимого захоронення на короткоіснуючі (КІ) та довгоіснуючі (ДІ) та по активності на низько- (НАВ), середньо- (САВ) та високоактивні відходи (ВАВ).

Для оцінки критеріїв розділення потоків КІ РАВ та ДІ РАВ запропоновано використати критерії приймання на приповерхневому сховищі комплексу підприємств «Вектор». Для нуклідів, що є визначальними для екологічної безпеки РАВ об'єкта "Укриття" був розрахований вміст урану в РАВ, при якому питома активність радіонукліда дорівнює критерію приймання.

На основі аналізу залежності вмісту урану від сумарної питомої активності всіх альфа-радіонуклідів у РАВ показано співвідношення класифікацій по активності та часу існування. Границя розділу КІ РАВ та ДІ РАВ відповідає сумарній питомій альфа-активності 140 Бк/г. Показано, що до КІ РАВ належать НАВ та незначна частина САВ. Більша частина САВ та ВАВ належить до ДІ РАВ. Границя розділу САВ та ВАВ - вміст урану $\approx 0,2\%$. ПЕД на поверхні бочки з такими РАВ буде становити близько 4 Р/год (на 2015 р). Отже, ВАВ від САВ реально відділяти навіть в умовах центрального залу (ЦЗ) (з використанням колімованих дозиметрів).

Аналіз даних по забрудненню в ЦЗ та для поверхнево забруднених фрагментів конструкцій та обладнання показав, що середній вміст урану в засипці (маса до 15 тис. т) становитиме $6,9 \cdot 10^{-2}\%$. Якщо вважати, що неоднорідність забруднення засипки така ж, як неоднорідність поверхневого забруднення, то вміст урану в засипці змінюється в інтервалі від $1,9 \cdot 10^{-3}$ до $3,7 \cdot 10^{-1}\%$. З цього випливає, що вся засипка повинна бути віднесена до ДІ РАВ (вміст урану вище за $3 \cdot 10^{-4}\%$), причому в самій засипці ВАВ немає (за винятком окремих ФАЗ під засипкою).

На основі проведеного аналізу зроблено висновок, що використання існуючих норм приводить до того, що до ДІ РАВ потрібно віднести значну частину РАВ об'єкта «Укриття», включно з багатьма його будівельними конструкціями. Організація тимчасового зберігання з наступним захороненням такої кількості (десятки тисяч кубічних метрів) РАВ є нереальною задачею. Реально можна ставити задачу організації спеціального сховища та спеціальних умов для захоронення НАВ та САВ об'єкта "Укриття" з вмістом урану до 0,2 %. Тимчасовому зберіганню підлягають ВАВ з вмістом урану більше 0,2 %, у тому числі ПВМ (вміст урану більше 1 %).

При вилученні ПВМ для поводження з НАВ та САВ буде використовуватися головним чином інфраструктура НБК, що буде створена для демонтажу нестабільних конструкцій (так званий пусковий комплекс 2 – ПК-2), у тому числі технологічна будівля для поводження з РАВ. Для задач вилучення ПВМ її буде дооснащено.

Для здійснення діяльності по вилученню та поводженню з ВАВ у підарочному просторі НБК необхідно буде побудувати другу технологічну лінію (блок «гарячих» камер), подібну об'єктам, які вже експлуатуються у світі, з аналогічними системами захисту.

Аналіз існуючого зарубіжного та вітчизняного досвіду показав, що для довгострокового зберігання ВАВ можуть використовуватись відкриті майданчики на території діючих АЕС. Такі майданчики забезпечуються системами фізичного захисту та іншими системами для безпечного зберігання захисних контейнерів з ВАВ. Для контейнерів з ВАВ, які будуть завантажені в НБК, може викорис-