

Тези доповідей з атомної енергетики

ВИМІРЮВАННЯ ШВИДКОСТЕЙ РЕАКЦІЙ ^{nat}U З ВТОРИННИМИ НЕЙТРОНАМИ, ЩО ВИНИКАЮТЬ ПРИ ОПРОМІНЕННІ МАСИВНОЇ СВИНЦЕВОЇ МІШЕНІ

І. Адам^{1,2}, І. І. Гайсак³, С. А. Густов¹, Л. Заворка¹, М. Г. Кадиков¹,
Ю. В. Кіш³, М. М. Максим³, А. А. Солнишкин¹, С. І. Тютюнников¹,
Ж. Х. Хушвактов¹, В. М. Цупко-Ситников¹, В. В. Чілап⁴

¹ Об'єднаний інститут ядерних досліджень, Дубна, Росія

² Інститут ядерної фізики Чеської академії наук, Ржеж, Чехія

³ Ужгородський національний університет, Ужгород

⁴ Центр фізико-технічних проєктів "Атоменергомаш" Москва, Росія

Експеримент був проведений на протонному прискорювачі Фазотрон в ЛЯП ОІЯД. Для напрацювання вторинних нейтронів використовувалася масивна свинцева мішень (діаметром 8 см і довжиною 33 см), яка опромінювалася пучком протонів з енергією 660 МеВ. Розміри пучка в поперечному перерізі складали величини $\Delta X = 2.5$ см та $\Delta Y = 2.6$ см, а його напрямок збігався з віссю мішені. Інтегральний потік протонів на мішені склав величину $1.98(9) \cdot 10^{15}$ частинок за 29 хв опромінення. Зразки з ^{nat}U (2 шт.) розміщувалися на бічній поверхні мішені на відстані один від одного 22,3 см (перший 8.1 см від площини входу пучка, а інший 2.6 см від площини виходу пучка з мішені). Маса зразків становили 0.1719 та 0.3297 г діаметром 1.5 см кожен. Після опромінення зразки переміщалися на спектрометричний комплекс ЯСНАПП-2 [1] в ЛЯП ОІЯД, де вимірювалися їхні γ -спектри протягом різних часових інтервалах (7 спектрів для кожного зразка). Спектри оброблялися за допомогою програми DEIMOS [2]. Ідентифікація ядер, що утворилися в результаті реакцій ^{nat}U з нейтронами, проводилася з використанням літературних даних і пакета програм [3]. Отримано дані про швидкості реакцій для більш ніж 30 ядер продуктів.

1. Kalinnikov et al. // Nucl. Instr. and Meth. - 1992. - Vol. B70. - P. 62 - 68.
2. Frana J. // J. Radioanal. Nucl. Chem. - 2003. - Vol. 257. - P. 583.
3. Адам І. и др. - Дубна, 2000. - 22 с. - (Препр. / ОИЯИ; P10-2000-28).

ВИМІРЮВАННЯ ШВИДКОСТЕЙ РЕАКЦІЙ ^{232}Th З ВТОРИННИМИ НЕЙТРОНАМИ, ЩО ВИНИКАЮТЬ ПРИ ОПРОМІНЕННІ МАСИВНОЇ МІШЕНІ З ПРИРОДНОГО УРАНУ

І. Адам^{1,2}, І. І. Гайсак¹, Л. Заворка¹, М. Г. Кадиков¹, Ю. В. Кіш³,
М. М. Максим³, А. А. Солнишкін¹, С. І. Тютюнников¹,
Ж. Х. Хушвактов¹, В. М. Цупко-Ситніков¹, В. В. Чілап⁴

¹ Об'єднаний інститут ядерних досліджень, Дубна, Росія

² Інститут ядерної фізики Чеської академії наук, Ржеж, Чехія

³ Ужгородський національний університет, Ужгород

⁴ Центр фізико-технічних проєктів "Атоменергомаш", Москва, Росія

Експеримент був виконаний на установці "КВІНТА" [1] (уранова збірка-мішень масою 500 кг) в ЛФВЕ ОІЯД. При опроміненні мішені використовувався пучок дейтронів (6 ГеВ) від нуклотрона ЛФВЕ. Набраний інтегральний потік дейтронів на мішені $1.94(2)E+13$ частинок за 975 хв опромінення. Зразки з ^{232}Th (4 шт.) встановлювалися через спеціальні технологічні отвори поблизу осі пучка дейтронів всередині мішені на відстані один від одного 13 см. Маса зразків становили 0.1236, 0.1242, 0.1355 і 0.1402 г при діаметрі 0.98 см кожен. Після опромінення вторинними нейтронами зразки переміщалися на спектрометричний комплекс ЯСНАПП-2 [2] в ЛЯП ОІЯД, де вимірювалися їхні γ -спектри за допомогою HPGe-детекторів протягом різних часових інтервалів (від 10 до 20 спектрів для кожного зразка). Спектри оброблялися за допомогою програми DEIMOS [3]. Ідентифікація ядер, що утворилися в результаті реакцій нейтронів з ^{232}Th , проводилася з використанням літературних даних [4] та пакету програм [5]. Отримано дані про швидкості реакцій для більш як 100 ядер продуктів.

1. *Baldin A. et al.* - Dubna, 2011. - 19 p. - (Prepr. / JINR; E1-2011-24).
2. *Kalinnikov et al.* // Nucl. Instr. and Meth. - 1992. - Vol. B70. - P. 62 - 68.
3. *Frana J.* // J. Radioanal. Nucl. Chem. - 2003. - Vol. 257. - P. 583.
4. <http://ie.lbl.gov/toi/>
5. *Адам И. и др.* - Дубна, 2000. - 22 с. - (Препр. / ОИЯИ; P10-2000-28).

ОБРАЩЕНИЕ С ОЯТ ЛЕГКО-ВОДНЫХ РЕАКТОРОВ УКРАИНЫ

В. И. Слисенко, В. Ю. Боднар

Институт ядерных исследований НАН Украины, Киев

Цель: описание методов поведения с отработанным ядерным топливом (ОЯТ). Указание на тесную связь выбора метода поведения с ОЯТ и выбором стратегии развития ядерной энергетики в Украине в целом. Рассмотрение реакторов типа CANDU и реакторов на быстрых нейтронах.

На даний момент в Україні прийнято так называемое «отложенное решение» по выбору вариантов поведения с ОЯТ. Скорее всего, это является наиболее выгодным решением. Оппонентами такого решения могут быть сторонники технологии CANDU или использования MOX (англ. *Mixed-Oxide fuel* - ядерное топливо, содержащее несколько оксидов делящихся материалов) топлива. В докладе будут представлены преимущества и недостатки обеих технологий, которые могли бы решить проблему с ОЯТ в Украине. Обе технологии имеют общий недостаток в ухудшении безопасности работы реакторов при их использовании. Кроме того в Украине отсутствует опыт использования реакторов CANDU. Под сомнение можно поставить многие преимущества реактора CANDU, кроме того, что в его отработанном топливе содержится меньше всего плутония. Тем ни менее общего ОЯТ от CANDU в 3 раза больше чем от ВВЭР-1000.

Также хорошо отработанной является переработка топлива для изготовления MOX топлива. Российская Федерация сейчас строит завод по изготовлению MOX топлива в промышленных масштабах.

Уже долгое время ведутся разработки по использованию трития в реакторах и по использованию быстрых реакторов. В Российской Федерации был принят проект постройки пилотной установки БРЕСТ-300-ОД. Концепция реакторов БРЕСТ является идеальным решением с точки зрения безопасности и продления выработки энергоресурсов. Хотя реакторы на быстрых нейтронах и нарабатывают плутоний, они его и сжигают. Количество выработанного и использованного плутония зависит от режима работы реактора, при коэффициенте выработки меньше 1 возможно выжечь имеющиеся запасы плутония, ОЯТ легко-водных реакторов, можно пустить на переработку и изготовление тепловыделяющих сборок быстрых реакторов.

МОДЕРНІЗАЦІЯ ШТАТНИХ ОДНОЯРУСНИХ КОНТЕЙНЕРНИХ ЗБІРОК З МЕТОЮ ЗАБЕЗПЕЧЕННЯ КОНТРОЛЮ МЕТАЛУ КОРПУСІВ РЕАКТОРІВ ВВЕР-1000 У НАДПРОЕКТНИЙ ПЕРІОД ЕКСПЛУАТАЦІЇ

**В. М. Буканов¹, О. В. Гриценко¹, В. Л. Демьохін¹,
О. Г. Васильєва¹, В. В. Ількович¹, О. Г. Касаткін²**

¹ *Інститут ядерних досліджень НАН України, Київ*

² *Інститут електрозварювання ім. Є. О. Патона НАН України, Київ*

Важливим джерелом інформації про стан металу корпусу реактора (КР) і зміну його властивостей в умовах експлуатації АЕС є програма зразків-свідків (ЗС). В Україні на більшості енергоблоків з реакторами ВВЕР-1000 реалізується штатна програма ЗС. Відповідно до цієї програми контейнери зі ЗС матеріалів КР зібрані в циліндричні контейнерні збірки (КЗ) та встановлені на вигородці реактора.

Штатна програма ЗС розрахована на супровід експлуатації корпусу ВВЕР-1000 тільки на час проектного строку. Для забезпечення матеріалознавчого супроводу експлуатації корпусу ВВЕР-1000 в надпроектний період необхідна розробка і реалізація додаткової програми ЗС.

Тому в даній роботі розроблено загальні положення додаткової програми ЗС, яка базується на модернізації одноярусних КЗ штатної програми. Отримано математичні співвідношення для розрахунку строків як вивантаження з реактора одноярусних КЗ для модернізації, так і вивантаження модернізованих збірок для проведення випробувань опромінених ЗС.

Також розроблено метрологічний експеримент, який необхідно провести в рамках робіт з реалізації додаткової програми ЗС для конкретного енергоблоку з метою визначення характеристик поля нейтронів в місцях розташування модернізованих КЗ.

З метою оптимізації схеми розміщення ЗС модернізованих КЗ у реакторі розроблено методику визначення орієнтації пазів у трубах, в яких розміщуються КЗ, та розроблено обладнання для орієнтування збірок відносно активної зони.

На основі результатів випробувань ЗС штатної програми та моніторингування радіаційного навантаження корпусу реактора визначено орієнтовні строки початку робіт з модернізації одноярусних КЗ для ряду енергоблоків АЕС України з реакторами ВВЕР-1000.

МЕТАЛОЗНАВЧИЙ СУПРОВІД СТАНУ МЕТАЛУ КОРПУСІВ ЯДЕРНИХ РЕАКТОРІВ В УКРАЇНІ

Л. І. Чирко

Інститут ядерних досліджень НАН України, Київ

Як відомо, ресурс кожного енергоблоку атомної електростанції фактично визначається ресурсом корпусу реактора (КР), оскільки він не підлягає заміні. Хоча всі корпуси ВВЕР-1000 виготовлені за однаковими кресленнями і з однакової марки сталі, але кожен корпус є індивідуальним як за хімічним складом матеріалів, так і за умовами його експлуатації. Найбільш небезпечним наслідком впливу нейтронного опромінення є так зване явище радіаційного окрихчування металу корпусу реактора, тобто зниження характеристик в'язкості корпусних матеріалів. Для контролю за цими характеристиками проводяться періодичні випробування зразків-свідків (ЗС) металу корпусу реактора, які виготовляються з металу того корпусу, в якому і опромінюються надалі. Такі випробування можна проводити тільки в спеціалізованих лабораторіях, де передбачені умови захисту при роботі з високоопроміненими матеріалами.

В Інституті ядерних досліджень знаходяться єдині в Україні важкі захисні камери (так звані "гарячі" камери). Камери оснащені необхідним сучасним

обладнанням для проведення випробувань зразків-свідків, результати яких дають інформацію про стан металу корпусу реактору і можливість його подальшої експлуатації. Фахівцями відділу радіаційного матеріалознавства проводяться систематичні дослідження стану металу корпусів реакторів енергоблоків АЕС України.

Критична температура крихкості T_k , яка визначається за результатами випробувань ЗС, розглядається як один із ключових параметрів, що характеризують в'язкість руйнування корпусних матеріалів. Критична температура крихкості використовується при визначенні меж безпеки для термогідралічних параметрів при проведенні регламентних гідралічних випробувань корпусу реактора. Розрахунки на крихку міцність КР для умов нормальної експлуатації, порушення умов нормальної експлуатації і при аварійних ситуаціях також проводяться з використанням цього параметра. Крім того, порівняння величини T_k з гранично допустимою температурою крихкості T_k^a дозволяє підтвердити проектний ресурс КР і оцінити можливість продовження терміну його експлуатації.

Корпус дослідницького реактора ВВР-М кардинально відрізняється від корпусів ВВЕР-1000 не тільки за розмірами, а, в першу чергу, за конструкційними матеріалами і за температурою теплоносія. На жаль, алюмінієвий сплав САВ-1, з якого виготовлений корпус ВВР-М, також окричується під дією нейтронного опромінення.

Дослідження стану сплаву САВ-1 виконувалось у відділі радіаційного матеріалознавства починаючи з 1976. Виявлений механізм окрихчування і підтверджена працездатність корпусу реактора ВВР-М до флюенсу щонайменше $3,6 \cdot 10^{26}$ нейтр \cdot м⁻².

НАВЧАЛЬНО-ТРЕНУВАЛЬНИЙ МАЙДАНЧИК ІНЖЕНЕРНО-ТЕХНІЧНИХ ЗАСОБІВ СИСТЕМИ ФІЗИЧНОГО ЗАХИСТУ

**В. І. Гаврилюк, А. В. Гаврилюк-Буракова, С. С. Драпей, О. О. Левіна,
В. В. Пархоменко, Д. В. Проскурин, О. П. Романова**

Інститут ядерних досліджень НАН України, Київ

"Якщо взяти нашу атомну галузь, то по технічному розвитку, безпеці й професійному рівню наших фахівців, ми входимо в п'ятірку провідних країн світу", - сказав Міністр енергетики та вугільної промисловості України Юрій Бойко.

Підготовка спеціалістів з фізичного захисту включає в себе не тільки теоретичне навчання, а й вироблення у слухачів практичних навичок роботи. Саме для цього на території Інституту ядерних досліджень НАН України було побудовано відкритий навчально-тренувальний майданчик інженерно-технічних засобів системи фізичного захисту (СФЗ).

На навчальному майданчику вперше в Україні були реалізовані вимоги до комплексу інженерно-технічних засобів СФЗ ядерних установок, ядерних матеріалів, радіоактивних відходів, інших джерел іонізуючого випромінювання, встановлені Державною інспекцією ядерного регулювання України, наказом №176 від 05.12.2011 «Про затвердження Вимог до комплексу інженерно-технічних засобів системи фізичного захисту ядерних установок, ядерних матеріалів, радіоактивних відходів, інших джерел іонізуючого випромінювання».

Відкритий навчально-тренувальний майданчик має унікальний комплекс інженерно-технічних засобів СФЗ. Складовими комплексу інженерно-технічних засобів є автоматизований інформаційно-управляючий комплекс технічних засобів та інженерні засоби.

Навчальний майданчик являє собою єдину в країні установку, на якій співробітники навчального центра в реальному часі можуть створити ситуації, які можуть виникнути на об'єкті в результаті подій соціально-політичного характеру. Зрозуміло, що подібні навчання неможливо провести на діючій енергетичній установці, не знизивши рівень її безпеки.

ЗАБЕЗПЕЧЕННЯ БЕЗПЕКИ ІНФОРМАЦІЙНИХ І КЕРУЮЧИХ СИСТЕМ АЕС ВІД ЕЛЕКТРИЧНИХ І ЕЛЕКТРОМАГНІТНИХ ЗОВНІШНІХ ФАКТОРІВ ВПЛИВУ

В. М. Євланов

Державний науково-технічний центр з ядерної та радіаційної безпеки, Київ

На даний час у зв'язку із впровадженням нових інформаційних технологій, вирішенням завдань по збільшенню потужності АЕС, розширенню систем енергопостачання, зростає значення впливу електричних і електромагнітних зовнішніх факторів на інформаційні та керуючі системи АЕС, важливі для безпеки. Це пов'язано з тим, що відсоток відмов електрообладнання АЕС є одним із найбільших в порівнянні з іншими системами, що призводить до порушення або повної зупинки роботи енергоблоків. Причинами цих відмов часто є саме недотримання вимог до електричних і електромагнітних ВВФ. Це не завжди правильно визначається комісіями з розслідування причин аварій і може призводити до повторної аналогічної аварії. Крім того існують значення даних ВВФ, які небезпечні для здоров'я і життя людини, зокрема для персоналу обслуговуючого ІКС АЕС. Електромагнітна сумісність описується законами теорії ймовірності, а отже, при певних подіях можливе додавання потужних перешкод, одночасний вплив різних видів перешкод на кілька виробів електронної техніки, що мають різне призначення в структурі АЕС. Перешкоди, за певних умов можуть не лише погіршити якість прийому інформації, але і вивести з ладу такі вироби як, наприклад, генератори, електродвигуни, силові трансформатори, що потребують складного ремонту.

До електричних зовнішніх факторів відносять електричні низькочастотні поля, джерелами яких є технологічне обладнання та високовольтні кабелі, що перебувають у приміщенні, де експлуатують або допускають експлуатувати технічних засобів автоматизації (ТЗА). До електромагнітних зовнішніх факторів впливу (ЗВФ) відносять електромагнітні процеси, викликані роботою і / або порушеннями в роботі інших ТЗА, технологічного обладнання АС, а також природними явищами і діями персоналу, які погіршують або можуть погіршити якість функціонування ТЗА (далі - перешкоди).

Вимоги завадостійкості ТЗА встановлюють, в загальному випадку, по відношенню до наступних видів:

- розрядів статичної електрики на корпус, органи управління та зовнішні екрани кабелів;
- мікросекундних імпульсних перешкод в ланцюгах живлення;
- наносекундних імпульсних перешкод, що надходять від зовнішніх джерел на інформаційні ланцюги і ланцюги живлення;
- випромінювань радіочастотного перешкод;
- динамічних змін напруги електроживлення;
- магнітних полів промислової частоти;
- імпульсних магнітних полів;
- короткочасних синусоїдальних перешкод у ланцюгах захисного та сигнального заземлення;
- мікросекундних імпульсних перешкод в ланцюгах захисного та сигнального заземлення.

Залежно від класу безпеки ТЗА і електромагнітної обстановки в місці передбачуваного розміщення ТЗА встановлюють групу завадостійкості.

ВИЗНАЧЕННЯ ІЗОТОПНОГО СКЛАДУ ВІДПРАЦЬОВАНОГО ЯДЕРНОГО ПАЛИВА РВПК-1000 ДЛЯ НАСТУПНОГО АНАЛІЗУ ЯДЕРНОЇ БЕЗПЕКИ З УРАХУВАННЯМ ВИГОРЯННЯ ПАЛИВА

В. В. Гальченко¹, В. Л. Дем'янін², В. В. Соловійов³

¹ *Київський науково-дослідний*

і проектно-конструкторський інститут «Енергопроект», Київ

² *Інститут ядерних досліджень НАН України, Київ*

³ *ДСП "Чорнобильська АЕС", Чорнобиль*

Застосування кредиту вигорання при обґрунтуванні ядерної безпеки систем з відпрацьованим ядерним паливом (ВЯП) в основному зупиняються на проблемі коректного розрахунку ізотопного складу.

Роботи, в яких проводиться порівняння експериментальних і розрахункових даних з ізотопного складу відпрацьованого ядерного палива різних типів реакторних установок показують інколи суттєві розбіжності за деякими ізотопами. Тому сформуванню надійну методик для розрахунку ізотопного скла-

ду у ВЯП на сьогодні ще неможливо.

В роботі проаналізовано поведінку ^{134}Cs з вигорянням для палива різних типів реакторних установок. Отримано математичну залежність концентрації ізоотопу ^{134}Cs від глибини вигоряння палива. Результати розрахунку концентрації ^{134}Cs за запропонованою залежністю порівняно з деякими експериментальними даними для палива РВПК.

За запропонованою формулою, для експериментальних точок було визначено час витримки відпрацьованої тепловиділяючої збірки та проведено розрахунок ізоотопного складу з урахуванням визначеного часу витримки. В результаті відхилення між експериментальними та розрахованими значеннями концентрацій по ізотопам з малими і середніми періодами напіврозпаду знизились.

При розрахунку ізоотопного складу ВЯП для порівняння з експериментальними даними для палива РВПК було проведено аналіз різних підходів до моделювання. Зроблено попередні висновки що до підходу при обробці експериментальних даних і подальшої методики для розрахунку ізоотопного складу для розрахунків критичності з використанням кредиту вигоряння.

ПРО НОРМАТИВНО-ПРАВОВЕ ПОЛЕ УКРАЇНИ З ФІЗИЧНОГО ЗАХИСТУ ТА ВНЕСОК НАВЧАЛЬНОГО ЦЕНТРУ В ЙОГО СТВОРЕННЯ

**В. І. Гаврилюк, А. В. Гаврилюк-Буракова, О. О. Левіна,
О. П. Романова, А. В. Самсоненко, О. В. Тішкова**

Інститут ядерних досліджень НАН України, Київ

Доповідь присвячена питанням створення національного нормативно-правового поля з фізичного захисту, зокрема підзаконних нормативно-правових актів з фізичного захисту, розробником проектів яких був Навчальний центр з фізичного захисту, обліку та контролю ядерного матеріалу ІЯД НАН України (далі - Навчальний центр).

Україна з перших днів незалежності приділяла особливу увагу створенню нормативно-правового поля з фізичного захисту ядерних та інших радіоактивних матеріалів та причетних до них установок. Верховна Рада України прийняла постанову «Про участь України у Конвенції про фізичний захист ядерного матеріалу 1980 р.», Закони України «Про використання ядерної енергії та радіаційну безпеку», «Про дозвільну діяльність», в яких (законах) найшли відображення вимоги щодо фізичного захисту радіоактивних матеріалів і причетних до них установок, єдиний в світі закон «Про фізичний захист ядерних установок, радіоактивних відходів, інших джерел іонізуючого випромінювання». Виконання вимог Законів України з фізичного захисту потребувало розроблення та введення в дію підзаконних нормативно-правових актів з фізичного захисту.

У розробленні проектів нормативно-правових актів з фізичного захисту брав участь і Навчальний центр, який виграв тендер на розробку цих документів.

Робота розпочалася зі створення україно-американської групи, до складу якої ввійшли з боку України представники Держатомрегулювання України, Мінпаливенерго України, МНС України, МВС України, НАН України, а з боку США представники Міненерго США та національних лабораторій Міненерго США. Група визначила перелік нормативно-правових актів з фізичного захисту, які підлягали розробленню та органи державної влади України, які мали затвердити розроблені нормативно-правові акти.

Дякуючи плідній роботі української частини україно-американської групи, професіоналізму розробників документів, проведенню обговорення проектів документів на ядерних установках, зацікавленості державних органів України в необхідності прийняття цих документів, визначені проекти нормативно-правових актів, були своєчасно розроблені, погоджені та введені в дію постановами Кабінету Міністрів України, наказами Держатомрегулювання України, спільними наказами Мінпаливенерго України (пізніше Міненерго-вугілля України), МНС України, МВС України та НАН України.

ПРО МЕРЕЖУ ЦЕНТРІВ З ПІДТРИМАННЯ ФІЗИЧНОЇ ЯДЕРНОЇ БЕЗПЕКИ ПРИ МАГАТЕ ТА УЧАСТЬ У НІЙ НАВЧАЛЬНОГО ЦЕНТРА З ФІЗИЧНОГО ЗАХИСТУ, ОБЛІКУ ТА КОНТРОЛЮ ЯДЕРНОГО МАТЕРІАЛУ

**В. І. Гаврилюк, А. В. Гаврилюк-Буракова, С. С. Драпей,
О. П. Романова, О. В. Тішкова**

Інститут ядерних досліджень НАН України, Київ

Доповідь присвячена висвітленню завдань Мережі центрів з фізичної ядерної безпеки при МАГАТЕ та участі в цій Мережі Навчального центра з фізичного захисту, обліку та контролю ядерних матеріалів Інституту ядерних досліджень НАН України (далі - Навчальний центр).

У вересні 2009 р. Рада Керуючих МАГАТЕ затвердила План з фізичної ядерної безпеки на період 2010 - 2013 рр. План передбачає надання державам-учасницям допомоги в нарощуванні потенціалу, розробці нормативних та керівних документів, розвитку кадрових ресурсів, зниженні ризиків при здійсненні державами діяльності з встановлення і підтримання ефективної фізичної ядерної безпеки. Особлива увага в Плані надається питанню створення національних центрів з підтримання фізичної ядерної безпеки шляхом формування висококваліфікованого персоналу з фізичної ядерної безпеки, забезпечення наукової та технічної підтримки виявлення та реагування на події фізичної ядерної безпеки. Такі національні центри з підтримання фізичної ядерної безпеки мають сприяти державі-учасниці у виконанні її міжнародних зобов'язань щодо фізичної ядерної безпеки.

Для координації діяльності створених та створення в різних державах центрів з підтримання фізичної ядерної безпеки МАГАТЕ створило Мережу центрів з підтримання фізичної ядерної безпеки.

З липня 2010 р. Навчальний центр бере участь у нарадах Мережі центрів з підтримання фізичної ядерної безпеки як вже існуючий і широко відомий за межами України Центр з підтримання фізичної ядерної безпеки. З початку 2011 р. Навчальний центр став офіційним членом Мережі центрів з підтримання та підвищення кваліфікації з фізичної ядерної безпеки.

Навчальний центр приймає участь в діяльності робочої групи «Координація та співпраця», яка визначає шляхи підвищення ефективності зусиль учасників Мережі центрів з підтримання фізичної ядерної безпеки в забезпеченні попередження, виявлення та реагування на зловмисні дії щодо ядерних та інших радіоактивних матеріалів.

Одним з прикладів діяльності Навчального центра в описаній вище сфері є здійснення на базі Навчального центра фахівцями МАГАТЕ та фахівцями Навчального центра навчання фахівців Польщі та України з фізичної ядерної безпеки, на яких було покладено забезпечення радіаційної безпеки під час проведення Євро-2012.

ИСПОЛЬЗОВАНИЕ МЕТОДА АНАЛИЗА ИЕРАРХИЙ ДЛЯ ОЦЕНКИ ПОКАЗАТЕЛЕЙ НАДЕЖНОСТИ ПО МАЛЫМ ВЫБОРКАМ

Е. Ф. Генсницкая, В. С. Жмерев

*Севастопольский национальный университет
ядерной энергии и промышленности, Севастополь*

В настоящее время уделяется повышенное внимание надежности оборудования энергоблоков АЭС, т.к. большое количество энергоблоков находится на грани исчерпания назначенного ресурса. Для оценки показателей надежности разработано большое количество методов. Однако существующие методы не обеспечивают нужной точности оценок при статистических данных ограниченного объема. Необходим поиск методов оценки показателей надежности, ориентированных на выборки малого объема.

В докладе предлагается подход, ориентированный на построение оценок показателей надежности по выборкам малого объема. В его основе лежит метод анализа иерархий (МАИ), предложенный Т. Саати.

В соответствии с идеями МАИ оценивание параметров экспоненциального распределения осуществляется на основе представления исходных данных – выборки $V_i = (t_1, t_2, \dots, t_m)$ – на двух уровнях.

На верхнем уровне выборка V_i представляется совокупностью элементарных выборок $V_i = [(t_1, t_2), (t_2, t_3), \dots, (t_{m-1}, t_m)]$, относительно каждой из которых формулируются гипотезы о принадлежности выборки к одному из трех классов.

Проверка гипотез осуществляется на нижнем уровне иерархического

представлення даних. На этом уровне элементарная выборка представляется точкой (r_1, r_2) в пространстве вероятностей. Установление класса элементарной выборки в этом пространстве основывается на использовании процедуры имитационного моделирования.

Задача установления класса выборки является центральной в предлагаемом подходе. В докладе рассмотрены возможные пути ее решения и оценивается их эффективность.

В докладе приведены результаты оценки эффективности предлагаемого подхода, полученные с помощью имитационного моделирования, из которых следует, что предлагаемый подход обеспечивает более высокую точность оценивания параметров экспоненциального распределения по сравнению со стандартным подходом, при котором оценка строится как среднее значение для выборки V_r . Эти результаты показывают, что предлагаемый подход эффективен именно для выборок малого объема ($m < 10$).

Представленные в докладе результаты проведенных исследований позволяют сформировать и программно реализовать методику оценки показателей надежности по малым выборкам.

Такая методика позволит существенно повысить эффективность решения некоторых важных практических задач, таких как:

- выявления дрейфа показателей надежности оборудования, для которого справедлив экспоненциальный закон;
- выявление оборудования со сниженными показателями надежности и более эффективное использование ресурсов, выделяемых на обеспечение надежности функционирования АЭС.

СТВОРЕННЯ НАЦІОНАЛЬНОЇ СИСТЕМИ ПІДВИЩЕННЯ КВАЛІФІКАЦІЇ СПЕЦІАЛІСТІВ З ОБЛІКУ ТА КОНТРОЛЮ ЯДЕРНИХ МАТЕРІАЛІВ В УКРАЇНІ

В. І. Гаврилюк, В. І. Киришук

Інститут ядерних досліджень НАН України, Київ

Цього року в рамках проекту з Європейською Комісією Навчальний центр з фізичного захисту, обліку та контролю ядерного матеріалу ІЯД НАН України (далі - Навчальний центр) завершив розробку 10 навчальних курсів з обліку та контролю ядерного матеріалу. До розробки цих навчальних курсів були залучені провідні українські експерти з обліку та контролю ядерного матеріалу і завдяки спільним зусиллям Навчальному центру вдалося максимально адаптувати розроблені курси до потреб України.

Крім того, в рамках цього проекту буде поставлене необхідне обладнання для нової навчальної лабораторії зі збереження та спостереження. Нова навчальна лабораторія разом з уже існуючою навчальною лабораторією з неруйнуючого аналізу ядерного матеріалу значно розширить можливості

Навчального центру в здобутті практичних навичок українськими спеціалістами з обліку та контролю ядерного матеріалу, які будуть підвищувати свою кваліфікацію в Навчальному центрі.

І хоча кількість навчальних курсів з обліку та контролю ядерного матеріалу може бути збільшена, а їх зміст буде розширюватися і далі адаптуватися до потреб України, тим не менш можна сміливо стверджувати, що створення базового ядра національної системи підвищення кваліфікації спеціалістів з обліку та контролю ядерних матеріалів цього року в Україні успішно завершено. Це означає, що вже з наступного року спеціалісти та експерти з усіх українських ядерних установок, Держатомрегулювання України та відповідних Міністерств і відомств, задіяних у сфері обліку та контролю ядерного матеріалу, зможуть підвищувати свою кваліфікацію з практично усіх аспектів обліку та контролю ядерного матеріалу на регулярній основі. Це безумовно призведе до підсилення систем обліку та контролю ядерного матеріалу як на державному рівні, так і на рівні ядерних установок і надалі сприятиме підвищенню культури управління ядерними матеріалами в Україні.

ДОСВІД АВАРІЇ НА АЕС ФУКУСИМА-1 ДЛЯ БЕЗПЕКИ ДІЮЧИХ АЕС УКРАЇНИ

О. В. Азарова¹, Ю. В. Литвинов¹, В. Л. Сидоренко²

¹ Інститут ядерних досліджень НАН України, Київ

*² Інститут державного управління у сфері цивільного захисту
МНС України, Київ*

На кінець 2012 р. в 30-ти країнах світу експлуатується 194 атомних станцій з 435 ядерними енергоблоками загальною потужністю 370 050 МВт [1].

Після важкої радіаційної аварії 11 березня 2011 р. на АЕС Фукусіма-1 (Японія) світове ядерне співтовариство активно займалося питаннями глибокого вивчення хронології аварійних подій, аналізу причин аварій і оцінки соціально-економічних та екологічних наслідків радіаційного впливу на навколишнє середовище.

Досвід цієї аварії показав недопустимість загальноприйнятого підходу виключення із розглядання (моделювання, аналізу та обґрунтувань протиаварійних заходів) відносно малоймовірних екстремальних подій.

На жаль, були виявлені проблеми, пов'язані як з уразливістю існуючих енергоблоків на АЕС Фукусіма-1 до екстремальних зовнішніх впливів, так і недостатню підготовленість обслуговуючого персоналу до запобігання і подолання умов виникнення і розвитку аварії, а також щодо вжиття заходів для локалізації та ліквідації її наслідків.

Метою проведених наукових досліджень був перегляд загальноприйнятого підходу до аналізу причин виникнення та моделювання радіаційних аварій на основі ризику-орієнтованого методу, розробки нових протиаварійних за-

ходів і контрзаходів шляхом вдосконалення існуючих нормативно-регулюючої та науково-методичної бази з управління запроектними аваріями для запобігання виникнення важких радіаційних аварій, а також мінімізація їх екологічних наслідків.

На даний час 4 АЕС України експлуатують 15 реакторів типу ВВЕР, що мають сотні реакторів-років безпечної експлуатації. Імовірність виникнення на АЕС України землетрусів потужністю 9 балів або ж цунамі заввишки більше 20 м практично виключена. Однак досвід важкої аварії на АЕС Фукусіма-1 визначає підвищену актуальність для АЕС з ВВЕР цілого ряду додаткових заходів з підвищення безпеки, серед яких можна виділити наступні:

1) підвищення надійності систем, які забезпечують резервне і аварійне електропостачання;

2) підвищення надійності та ефективності систем, що забезпечують пожежо- та вибухобезпечність;

3) кваліфікація систем, важливих для безпеки, в умовах запроектних аварій (в тому числі при затопленнях проммайданчика АЕС, викликаних спільним впливом зовнішніх і внутрішніх екстремальних подій);

4) перегляд загальноприйнятого підходу виключення з розгляду (моделювання, аналізу та розробки протиаварійних заходів) та вдосконалення нормативно-регулюючої та науково-методичної бази управління щодо малоімовірним запроектним і важким аваріями, а саме, достатньо обґрунтоване розширення переліку первинних вихідних подій аварій та аварійних послідовностей (у тому числі затоплень проммайданчиків, викликаних зовнішніми екстремальними запроектними впливами), розширення переліку вихідних подій і послідовностей розвитку важких аварій з урахуванням передісторії виникнення та розвитку запроектних аварій, розробка організаційно-технічних заходів і симптомно-орієнтованих інструкцій або керівництв з управління запроектними і важкими аваріями для розширеного переліку вихідних подій та аварійних послідовностей (у тому числі і для відносно малоімовірних) та вдосконалення методичного забезпечення аналізу умов парогазових вибухів.

1. *Офіційний сайт МАГАТЕ*. - Сторінка оперативної інформації про події. - www.iaea.org.

МЕТОД ОДНОЧАСНОГО ВИМІРЮВАННЯ УРАНУ, РАДІО-226 ТА КОЕФІЦІЕНТУ РАДІОАКТИВНОЇ РІВНОВАГИ В ПРОБАХ УРАНОВИХ РУД З ВИКОРИСТАННЯМ ГАММА-СПЕКТРОМЕТРИЧНОЇ СИСТЕМИ U - Pu InSpector

І. А. Малюк, О. Ф. Рудик, В. В. Тришин

Інститут ядерних досліджень НАН України, Київ

Запропоновано гамма-спектрометричний метод одночасного вимірювання ^{235}U , ^{226}Ra та визначення коефіцієнту радіоактивної рівноваги (КРР) на основі

деконволюції гамма-ліній 185.7 KeV ^{235}U і 186.2 KeV ^{226}Ra з використанням спектрометричної системи U-Pu InSpector та програмного забезпечення Genie-2000 фірми CANBERRA.

Для вимірювання використовується одна наважка уранової руди. Метод не потребує герметизації і довготривалої витримки проби для досягнення радіоактивної рівноваги між ^{226}Ra і його дочірніми продуктами розпаду. Метод орієнтовано на лабораторне експресне забезпечення геологорозвідувальних робіт на пошук уранових родовищ (особливо з нерівноважними рудами, які останніми роками викликають підвищену увагу в зв'язку з розвитком технологій підземного вилуговування). Визначення КРР також важливе для використання в ядерній криміналістиці, оскільки є характерною ознакою (сигнатурою) руд з різних родовищ.

Особливістю методу є здатність визначати коефіцієнт радіоактивної рівноваги без використання еталонів урану і радю, що дозволяє суттєво підвищити експресність і точність аналізу.

Отримано набори спектрів гамма-випромінювання різних уранових і змішаних уран-торієвих рудних матеріалів. За допомогою джерел ^{226}Ra та урану проведено вимірювання спектрів, які імітують варіанти руд з різною радіоактивною нерівновагою. Проведено аналіз отриманих спектрів з метою оцінки характеристик і діапазону застосування розроблюваного методу.

Запропонований метод дозволить суттєво скоротити аналітичний цикл, знизити трудомісткість вимірювання і підвищити достовірність результатів аналізу.

ОЦІНКА ТОЧНОСТІ ТА ДОСТОВІРНОСТІ ПРОГНОЗУ РАДІАЦІЙНОГО ОКРИХЧУВАННЯ НА ОСНОВІ МЕТОДИКИ VERLIFE ПРИ ВИКОРИСТАННІ ДАНИХ ДОСЛІДЖЕНЬ ВРАЗКІВ-СВІДКІВ АЕС УКРАЇНИ

Е. Е. Майборода, О. В. Шкапяк

Інститут ядерних досліджень НАН України, Київ

Метою представленої роботи є аналіз підходу Додаток III Verlife до побудови залежності зсуву критичної температури крихкості від накопиченого флюенсу. Необхідність проведення такого аналізу обумовлена тим, що для деяких енергоблоків АЕС України методика Verlife використовується для виконання робіт, які пов'язані з продовженням терміну експлуатації корпусів реакторів (КР).

Методика Verlife [1] була розроблена ІЯД Ржеж в 2003 р., доповнена у 2008 році, та, в цілому, являється більш сучасним нормативним документом, ніж діючий в Україні ПНАЕ-Г-7-002-86 [2]. Залежності зсуву критичної температури крихкості ΔT_F від флюенсу (по термінології Verlife - трендові криві) в обох документах мають вигляд:

$$\Delta T_F = A_F \left(\frac{F_n}{F_0} \right)^n,$$

де F_n - флюенс швидких нейтронів ($E > 0,5$ МеВ); $F_0 = 10^{22}$ нейтр/м²; A_F - коефіцієнт радіаційного окрихчування; n - показник степеня, який в [1] є змінною величиною, а в [2] приймається рівним 1/3.

В [2] не міститься вимог відносно довірчих оцінок для дозових залежностей ΔT_F , проте в документі НАЕК «Енергоатом» «Типова програма контролю властивостей металу корпусів реакторів ВВЕР-1000 по зразкам-свідкам» вказано, що оцінка ступеню радіаційного окрихчування металу КР повинна здійснюватися за 95 % верхньою огинаючою лінією регресії ($A_F^{95\%}$) відповідних результатів досліджень зразків-свідків (ЗС). Таким чином, підхід, який застосовують в Україні, базується на побудові оцінки 95 % довірчого інтервалу для коефіцієнта регресії A_F та значною мірою відрізняється від використаної в [1] верхньої огинаючої зсувів критичної температури крихкості ΔT_F .

Слід також відмітити, що в методиці Verlife не міститься вимог відносно оцінки довірчих інтервалів для ймовірності 95 % при обробці первісних результатів досліджень опромінених ЗС не ударний згин та в'язкість руйнування, тобто не передбачається оцінка можливих викидів експериментальних даних.

Аналіз впливу відмінностей в нормативних підходах [1] та [2] на оцінку окрихчування КР виконаний на основі співставлення розрахунків 4-х реальних наборів даних досліджень ЗС АЕС України, які містять 4 - 6 точок при різних значеннях флюенсу. Всі використані в аналізі результати досліджень ЗС являються представницькими і отримані з дотриманням нормативних вимог відносно кількості ЗС в групі та розкиду даних по флюенсу.

В доповіді будуть представлені результати цих розрахунків, дослідження достовірності та точності, а також аналіз впливу малих відхилень значень зсувів критичної температури крихкості на результат визначення коефіцієнтів регресії дозових залежностей по цим двом методикам. Для трьох із чотирьох наборів даних результати порівняльних розрахунків відрізняються значною мірою.

Проведені дослідження дозволяють стверджувати, що використання змінного коефіцієнта ступеню у формулі залежності зсуву критичної температури крихкості ΔT_F від флюенсу може призвести до неконсервативних та недостовірних результатів.

1. *Unified Procedure for Lifetime Assessment of Components and Piping of VVER Type NPPs during Operation, VERLIFE 2003 (2008).*
2. *ПНАЭ-Г-7-002-86. Нормы расчета на прочность оборудования и трубопроводов атомных энергетических установок.*

**ПОРІВНЯЛЬНИЙ АНАЛІЗ ПІДГОТОВКИ ДАНИХ
З УРАХУВАННЯМ РОЗПОДІЛУ ТЕМПЕРАТУРИ ТЕПЛОНОСІЯ
ПО РАДІУСУ КАСЕТИ ТА З УРАХУВАННЯМ РОЗПОДІЛУ
ТЕМПЕРАТУРИ ПАЛИВА ПО ПЕРЕРІЗУ ПАЛИВНОЇ ТАБЛЕТКИ**

В. В. Гальченко¹, А. А. Мішин²

¹Київський науково-дослідний

і проектно-конструкторський інститут «Енергопроект», Київ

²Національний технічний університет України «КПІ», Київ

При проведенні нейтронно-фізичних розрахунків різних станів реакторної установки дуже важливу роль відіграє питання підготовки малогрупових констант. Від того, як це було зроблено, залежить якість і точність подальших розрахунків.

Макроскопічні перерізи взаємодії визначаються в залежності від композиції палива, вигорання палива, положення органів регулювання, густини теплоносія, температури теплоносія, температури палива та концентрації рідкого поглинача. Методика підготовки даних полягає в осередненні вказаних параметрів палива і теплоносія по перерізу ТВЗ. Проводиться велика кількість розрахунків, в яких окремо змінюється величина температури палива, температури теплоносія та інших параметрів. Отримані таким чином набори залежностей макроскопічних перерізів взаємодії від параметрів палива і теплоносія апроксимуються відповідними функціональними залежностями, які є вхідними даними для подальших розрахунків з використанням кодів тривимірної кінетики, для розрахунку як стаціонарної задачі (визначення характеристик паливного завантаження) так і для аналізу різних перехідних процесів, які можуть мати місце в реакторних установках.

Зазвичай досліджуються вплив різних розрахункових методів, які знайшли своє застосування в різних програмних продуктах і лише останнім часом, з покращенням можливостей обчислювальної техніки, стало можливим вивчати вплив просторового розподілу цих характеристик на зміну макроскопічних величин. На сьогодні такі роботи проводяться достатньо активно.

В роботі проведено порівняльний аналіз підготовки малогрупових констант з урахуванням нерівномірного розподілу параметрів палива і теплоносія в ТВЗ та з використанням їх осереднених значень. Розподіл температури теплоносія по радіусу касети було отримано за допомогою моделювання процесів протікання та нагріву теплоносія, радіальний розподіл температур паливної таблетки було отримано з використанням рівняння теплопровідності.

Результати засвідчують, що урахування розподілу температури теплоносія по перерізу ТВЗ суттєво не вплинуло на гомогенізовані макроскопічні характеристики системи в «тепловій» області енергій, але показало вплив на характеристики в «швидкій» області енергій нейтронів і на деякі ефекти реактивності.

Показано вплив урахування нерівномірного розподілу температури паливної таблетки та просторового розподілу резонансного поглинання в таблетці на накопичення ізотопів плутонію та величину температурного ефекту реактивності за температурую палива.

ТЕОРЕТИЧЕСКИЕ И ТЕХНОЛОГИЧЕСКИЕ ОСНОВЫ БЕЗОПАСНОЙ ЭКСПЛУАТАЦИИ ТВЭЛОВ ЛЕГКОВОДНОГО РЕАКТОРА

С. Н. Пельх, М. В. Максимов

Одесский национальный политехнический университет, Киев

Синтезирована математическая модель изменения свойств твэла в нормальных условиях эксплуатации легководного реактора, отличающаяся использованием соотношений энергетического варианта теории ползучести (ЭВТП), моделированием размещения и вертикального перемещения органов регулирования (ОР) в активной зоне (АКЗ), изменения мощности реакторной установки (РУ) и перестановок тепловыделяющих сборок (ТВС), что дало возможность разработать ЭВТП-метод расчета поврежденности оболочки твэла, характеризующийся учетом ползучести как главного физического механизма разрушения оболочки твэла и всех факторов ее нормальной эксплуатации.

Установлено, что наиболее сильно влияющими факторами, детерминирующими поврежденность оболочки в нормальных условиях эксплуатации легководного реактора (ДФ), являются максимальная линейная мощность в твэле и температура теплоносителя на входе РУ. Учитывая размещение ОР в АКЗ для У-алгоритма и перестановки ТВС в АКЗ в ходе четырехлетней кампании РУ с ВВЭР-1000, аксиальный сегмент твэла, расположенный между координатами $z = 1,8$ и $2,7$ м, характеризуется наибольшей поврежденностью оболочек.

Разработана критериальная модель эффективности управления свойствами твэлов, отличающаяся минимизацией количества контролируемых параметров и варьируемых ДФ, а также определением преимущества одной совокупности ДФ над другой на основе принципа аддитивности. Разработана вероятностная модель расчетных параметров нормальной эксплуатации легководного реактора, отличающаяся учетом интервалов неопределенности в знании основных ДФ, что дало возможность учесть неопределенность в знании условий эксплуатации оболочки.

Синтезирован метод управления свойствами твэлов, отличающийся учетом ползучести как основного физического механизма разрушения оболочки твэла и всех факторов ее нормальной эксплуатации, а также учетом ограничивающих требований одновременно к безопасности и эффективности эксплуатации твэла, позволяющий снизить размерность векторов контролируемых параметров и варьируемых ДФ, что позволило учесть влияние всех наи-

более значимых ДФ, максимально снизить размерность пространства случайных величин, описывающих свойства твэлов, а также предложит алгоритм управления свойствами твэлов легководного реактора на основе итерационного процесса задания главных ДФ на стадиях проектирования и эксплуатации РУ.

**ВНЕСОК НАВЧАЛЬНОГО ЦЕНТРУ З ФІЗИЧНОГО ЗАХИСТУ,
ОБЛІКУ ТА КОНТРОЛЮ ЯДЕРНОГО МАТЕРІАЛУ
В ДІЯЛЬНІСТЬ З ФОРМУВАННЯ КУЛЬТУРИ ЗАХИЩЕНОСТІ
НА УКРАЇНСЬКИХ ЯДЕРНИХ УСТАНОВКАХ**

**В. І. Гаврилюк, А. В. Гаврилюк-Буракова, С. С. Драпей,
В. В. Пархоменко, Д. В. Проскурін, О. П. Романова**

Інститут ядерних досліджень НАН України, Київ

У доповіді розглядаються питання навчально-методичної та організаційної діяльності Навчального центру (НЦ) щодо формування, впровадження та розвитку культури захищеності на українських ядерних установках.

Культура захищеності є одним з основоположних принципів фізичного захисту ядерного матеріалу та ядерних установок. Відповідно до законодавства України, культура захищеності є однією з засад державної політики з фізичного захисту, а спеціально уповноважений центральний орган виконавчої влади у сфері державного регулювання фізичного захисту має розробляти і здійснювати заходи щодо формування культури захищеності. Президентом України було доручено центральним органам виконавчої влади за участі НАН України активізувати роботу щодо формування культури захищеності на підприємствах, діяльність яких пов'язана з використанням ядерної енергії. Координацію діяльності з формування культури захищеності, активна стадія якої розпочалася у 2009 р., здійснює Держатомрегулювання України.

У 2010 р. при Держатомрегулюванні України було створено Робочу групу з формування, розвитку та підтримання культури захищеності в організаціях, що здійснюють фізичний захист. До складу робочої групи увійшли представники ядерних установок, експлуатуючих організацій, підрозділів з охорони, органів державного регулювання та управління, а також фахівці НЦ.

Міністерство енергетики США через НЦ здійснює методичну та фінансову допомогу в справі формування, впровадження та розвитку культури захищеності на ядерних установках України.

Протягом 2010 - 2012 рр. НЦ організував та провів ряд засідань Робочої групи, нарад та семінарів з питань культури захищеності, 4 навчальних курси з культури захищеності для українських фахівців з фізичного захисту, обліку та контролю ядерного матеріалу, персоналу підрозділів з охорони, представників державних органів. Перші 2 курси були прочитані американськими викладачами, 2 наступних курси були розроблені та прочитані фахівцями НЦ.

НЦ також розробив проекти 2 нормативно-правових актів, що стосуються питань формування, впровадження і розвитку, а також критеріїв оцінки рівня культури захищеності на установках, переклав на українську мову та розповсюдив на ядерних установках Керівництво МАГАТЕ з впровадження культури захищеності, розробив серію плакатів з культури захищеності.

Завдяки співпраці фахівців НЦ та представників ядерних установок на сьогодні на установках здійснено такі заходи з культури захищеності: зроблено заяви керівництва щодо політики в сфері фізичного захисту, створено робочі групи з культури захищеності, призначено осіб, відповідальних за впровадження та розвитку культури захищеності, розроблено наочні засоби агітації, питання культури захищеності включено до програм підготовки персоналу в навчально-тренувальних центрах.

Зараз НЦ розробляє пам'ятки з культури захищеності для персоналу ядерних установок, а також навчальний курс для координаторів з культури захищеності, який планує провести у 2013 р.

ВПЛИВ РАДІАЦІЙНОГО ПОШКОДЖЕННЯ НА МІЦНІСТЬ СТАЛІ КОРПУСУ РЕАКТОРА ВВЕР-1000

В. М. Ревка, О. В. Тригубенко, Ю. В. Чайковський, Л. І. Чирко

Інститут ядерних досліджень НАН України,

Загальновідомо, що нейтронне опромінення корпусної сталі призводить до зміни її фізичних і механічних властивостей і, як наслідок, до окрихчення металу. Останнім часом все більше уваги приділяється впливу опромінення на зміцнення сталі [1]. У роботі І. В. Гориніна та ін. [2] викладені результати досліджень механічних властивостей сталі 15Х2МФА у вихідному стані та після нейтронного опромінення при 260 - 280 °С до флюенсу $F \sim 10^{24}$ нейтр/м². Висновок, який був зроблений за результатами цих досліджень, такий, що радіаційне пошкодження не спричиняє помітного впливу на здатність сталі до деформаційного зміцнення, так як рівномірне видовження і відношення ($R_{p0,2}/R_m$) після опромінення майже зберігаються на початковому рівні. Даний висновок був зроблений як для випробувань при кімнатній температурі (20 °С), так і при підвищених температурах (350 °С).

Проте слід зазначити, що заданий флюенс був досягнутий шляхом прискореного опромінення із щільністю потоку нейтронів (ЩПН) від $3 \cdot 10^{17}$ до 10^{18} нейтр/м²/с, що перевищує ЩПН в промислових реакторах типу ВВЕР-1000 на 3 - 4 порядки. Оскільки вплив прискореного опромінення при ЩПН більше, ніж 10^{16} нейтр/м²/с ще залишається вивченим не повністю, то ця обставина може вплинути на залежність деформаційного зміцнення від флюен-

су швидких нейтронів для сталей корпусів реакторів ВВЕР-1000.

В останні роки з'явилась можливість проаналізувати ступінь зміцнення корпусної сталі в умовах довготривалого нейтронного опромінення шляхом випробування зразків-свідків (ЗС), вивантажених з реактора, що накопичили флюенс близький до проектного. Флюенс та швидкість набору флюенсу для такого реактора є типовими для промислових реакторів, що експлуатуються в Україні, тому дані випробувань ЗС будуть найбільш точно характеризувати міцність металу КР після опромінення. Цікавим є також порівняння цих даних із результатами досліджень, наведеними в [2].

У даній роботі розглянуто зміну коефіцієнта деформаційного зміцнення m зі збільшенням флюенсу нейтронів для ЗС металу корпусу реактора ВВЕР-1000 одного з енергоблоків, що експлуатується в Україні. Показано, що з накопиченням флюенсу для основного металу та металу зварного шва значення m спадає. Випробування на одновісний розтяг проводились при кімнатній температурі та при температурі 350 °С. Для обох випадків спостерігається подібна залежність.

Окрім цього, побудована кореляційна залежність експериментально визначеного коефіцієнта m від відношення границі текучості до границі міцності ($R_{p0,2}/R_m$). Оскільки при опроміненні ділянка рівномірної пластичної деформації зразка стає більш пологою і значення $R_{p0,2}$ наближається до R_m , то залежність $R_{p0,2}/R_m$ від величини m слід було б очікувати обернено пропорційною, що підтверджується спостереженнями. Форма цієї кореляційної залежності виявилася лінійною. Таким чином, можна говорити про те, що співвідношення $R_{p0,2}/R_m$ непрямо характеризує коефіцієнт деформаційного зміцнення.

Якщо порівнювати ступінь зміцнення сталі внаслідок прискороного опромінення у дослідницьких реакторах та довготривалого опромінення в умовах експлуатації промислових реакторів, то слід відмітити, що величина зміни відношення $R_{p0,2}/R_m$ практично однакова в обох випадках, проте можна говорити про помітний вплив опромінення, оскільки спостерігається стійкий ріст $R_{p0,2}/R_m$ та падіння коефіцієнта m з накопиченням флюенсу, особливо для матеріалів КР з високим ступенем радіаційного зміцнення.

1. *Chaouadi R., Guard R.* Neutron flux and annealing effects on irradiation hardening of RPV materials // *J. of Nuclear Materials.* - 2011. - Vol. 418(1 - 3). - P. 137 - 142.
2. *Радиационное повреждение стали корпусов водо-водяных реакторов /* Под ред. И. В. Горынина. - М.: Энергоиздат, 1981. - 192 с.

**ПРО ДІЯЛЬНІСТЬ НАВЧАЛЬНОГО ЦЕНТРУ З ФІЗИЧНОГО
ЗАХИСТУ, ОБЛІКУ ТА КОНТРОЛЮ ЯДЕРНОГО МАТЕРІАЛУ
З ПІДВИЩЕННЯ КВАЛІФІКАЦІЇ ФАХІВЦІВ
З ФІЗИЧНОГО ЗАХИСТУ**

**В. І. Гаврилюк, А. В. Гаврилюк-Буракова, С. С. Драпей,
Д. В. Проскурін, О. П. Романова**

Інститут ядерних досліджень НАН України, Київ

У доповіді розглядається процес становлення Навчального центра (НЦ), його роль у забезпеченні професійного навчання фахівців з фізичного захисту.

В сучасних умовах збільшення терористичної загрози роль людського фактора помітно зростає. Тому вимоги до кваліфікації фахівців, що працюють у сфері фізичного захисту, є дуже високими та адекватними існуючим загрозам. Важливим засобом забезпечення необхідного рівня кваліфікації персоналу, його професійного розвитку є підвищення кваліфікації.

НЦ здійснює свою діяльність на підставі ліцензій МОНмолодьспорту України та Держатомрегулювання України. НЦ має матеріально-технічну та науково-методичну базу, що відповідає сучасним вимогам до навчального процесу.

Базовим інструментом НЦ з підготовки фахівців є системний підхід до навчання. НЦ провів оцінку потреб у навчанні у 2005 та 2010 роках. За результатами оцінок були розроблені навчальні матеріали за 14 темами з фізичного захисту.

За 15 років у НЦ було проведено майже 100 національних навчальних курсів, на яких підвищили кваліфікацію більше 2 тисяч фахівців у сфері фізичного захисту, які працюють в органах державної влади, експлуатуючих організаціях, на ядерних установках, об'єктах, призначених для поводження з радіоактивними відходами, а також організаціях, що проектують, будують, монтують і налагоджують системи фізичного захисту - всього 74 установи і організації України.

Крім того, НЦ зробив значний внесок в забезпечення нормативним регулюванням професійного навчання з фізичного захисту в Україні.

**ФРАКТАЛЬНАЯ ПРИРОДА ПРОЦЕССОВ ДЕЛЕНИЯ
В ЯДЕРНОМ РЕАКТОРЕ**

В. В. Рязанов

Інститут ядерних досліджень НАН України, Київ

Нейтрони в ядерних реакторах (ЯР) розмножуються посредством цепочек деления. Исследование такого рода структур является междисциплинарным и объединяет в себе идеи фрактальной геометрии, статистической механики и

теорії фазових переходів, теорії протекання. Существует тесная связь между фрактальными явлениями и статистическими распределениями. Траектории движения нейтронов в ЯР образуют структуру деревьев. Если к их описанию применить теорию перколяционных кластеров и соотношения фрактальной размерности, то такой подход позволит глубже понять физическую природу нейтронных процессов в ЯР и детализировать поведение процессов вблизи критического режима. Из полученных соотношений могут быть определены такие важные для практики эксплуатации ЯР величины, как, например, эффективная скорость распространения возмущений.

Основной задачей применения фрактальных соотношений к теории ЯР является, видимо, определение возможностей отклонения от значений классических индексов при эффектах, аналогичных взаимодействию цепочек деления (возмущения ЯР и т.д.). Можно указать и другие фрактальные характеристики, которые могут оказаться эффективными для решения различных задач эксплуатации и исследования особенностей поведения ЯР. Критическое состояние ЯР во многом сходно с явлениями, происходящими, например, при фазовом переходе жидкость-пар, и многие закономерности этих процессов справедливы для ЯР.

Фрактальную размерность имеют притягивающие аттракторы в хаотических режимах. Это описание применяется к диагностике состояний ядерного реактора. Хаос может наблюдаться для различных величин, характеризующих поведение ядерного реактора. С точки зрения математического описания траектория хаотической системы представляет собой сложный математический объект, обладающий фрактальными свойствами (хотя в настоящее время не ясно, являются ли свойства фрактальной траектории и хаотичности движения всегда взаимообусловленными, но во всех известных до сего времени системах это так).

ПРИНЦИПИ ВИБОРУ МІСЦЯ РОЗТАШУВАННЯ ОБ'ЄКТІВ АТОМНОЇ ЕНЕРГЕТИКИ ЯК ІНСТРУМЕНТ ЗАБЕЗПЕЧЕННЯ ЕКОЛОГІЧНОЇ БЕЗПЕКИ

С. І. Азаров¹, В. Л. Сидоренко², С. А. Єременко²

¹ Інститут ядерних досліджень НАН України, Київ

*² Інститут державного управління у сфері цивільного захисту
МНС України, Київ*

Вирішальна роль атомної енергетики у підвищенні енергетичної безпеки країни, сталого енергозабезпечення зростаючої вітчизняної економіки, будівництва нових енергоблоків АЕС, покращання екологічної і радіаційної безпеки - такі стратегічні завдання постають перед атомно-промисловою галуззю згідно з Енергетичною стратегією нашої держави. З одного боку ця стратегія передбачає подальший розвиток атомної енергетики в Україні, з іншого боку

- зростає значимість охорони довкілля від негативних радіаційних впливів, особливо після Чорнобильської катастрофи. У зв'язку з цим виникає необхідність переробки наукових основ обґрунтованого вибору потенційних майданчиків (ПМ) для будівництва нових АЕС з врахуванням ряду критеріїв екологічної безпеки.

Питання щодо необхідності вибору ПМ для розміщення об'єктів атомної енергетики з екологічних критеріїв розглядалися у працях провідних вчених у всьому світі, у санітарних правилах проектування і будівництва АЕС та інших нормативних документах, але необхідно визначити єдине обґрунтування екологічної безпеки шляхом визначення меж безпечної експлуатації АЕС на основі побудови багатокритеріальних функцій корисності, а також вимог до радіоекологічної безпеки, що встановлені нормативно-технічними документами.

Крім того, одним із завдань екологічного вибору майданчику для АЕС є захист населення й екосистем не тільки від радіаційного, але й від можливих інших негативних нерадіаційних факторів. При оцінці прийнятності майданчика для розміщення АЕС можуть бути розглянуті екологічні аспекти, такі як вплив АЕС на довкілля у випадку надзвичайних обставин, оцінка можливого відчуження земель і впливу АЕС на земле- і водокористування, можливе збільшення дозових навантажень на населення, а також на об'єкти навколишнього середовища (НС) при можливій міграції і нагромадженні в них радіонуклідів, наявність коштовних біологічних ресурсів, які використовуються або можуть бути використані під час експлуатації АЕС, наявність рідких видів, заповідників, унікальних пам'ятників природи, інакше кажучи, облік моральних і етичних вимог стосовно НС, комплексні еколого-економічні показники кожного ПМ розміщення АЕС. Загалом, для оцінки прийнятності необхідно враховувати три групи критеріїв природокористування: екологічні, радіоекологічні та еколого-економічні взаємозалежні.

Для ранжування майданчиків за інтегральним екологічним критерієм можуть бути корисні приватні критерії вибору майданчиків для АЕС з погляду охорони і раціонального використання природного середовища. При цьому кожному розглянутому екологічному фактору i на майданчику S_j приписується вага W_i і ранг X_{ij} . Повний ранг $Y(S_j)$ майданчика визначається за формулою: $Y(S_j) = \sum_i W_i X_{ij}$.

Після ранжирування майданчиків за величиною повного рангу визначаються домінуючі майданчики, що найбільш відповідають вимогам охорони НС. Це дозволить урахувати гадану велику розмаїтість екологічних показників уже на першому етапі відбраковування потенційних пунктів при аналізі літературних матеріалів.

Таким чином, більш поглиблене екологічне обґрунтування вибору ПМ для АЕС допоможе значно зменшити можливі витрати на природоохоронні заходи, зменшити ризик зникнення рідких видів, зберегти для раціонального використання біологічні ресурси регіону, розробити рекомендації з більш ефективного використання теплих вод, що скидають, підтримці природної рівноваги екосистем. Важливе значення має і підготовка суспільної думки як до будівництва енергоблоків АЕС, так і після пуску (в процесі роботи) та зняття їх з експлуатації.

АНАЛИЗ РЕЗУЛЬТАТОВ МАКЕТНЫХ ЭКСПЕРИМЕНТОВ НА LR-0

С. М. Пугач, А. В. Гриценко, В. Н. Буканов

Институт ядерных исследований НАН Украины, Киев

Современные методики определения радиационной нагрузки корпуса реакторов ВВЭР-440 и ВВЭР-1000, как правило, включают расчеты переноса нейтронов в околокорпусном пространстве реактора. Для выполнения таких расчетов в мировой практике используются различные программные комплексы, в большинстве случаев основанные на методе дискретных ординат или методе Монте-Карло.

Экспериментальные данные, позволяющие исследовать изменение характеристик поля нейтронов от активной зоны до внешней поверхности корпуса реакторов типа ВВЭР, были получены в ходе макетных экспериментов на исследовательском реакторе нулевой мощности LR-0 Института ядерных исследований г. Ржеж (Чешская республика). В отчетах по этим экспериментам кроме экспериментальных данных, представлены также и результаты сравнения экспериментальных и расчетных значений, полученных рядом научно-исследовательских организаций.

Анализ представленных результатов сравнения экспериментальных и расчетных значений для макетов реактора ВВЭР-440 показывает относительно большое расхождение расчетных значений, полученных различными организациями, чего не наблюдается для макета реактора ВВЭР-1000.

Исследование литературных источников показало, что при выполнении расчета переноса нейтронов в макетах реактора ВВЭР-440 в ряде организаций не учитывается наличие трубы в дисплейсере. Проведенный анализ и представленные в работе результаты, полученные с помощью пакета программ собственной разработки, показывают, что такое упрощение и является причиной наблюдаемых различий.

АКТУАЛЬНІСТЬ ДОСЛІДЖЕННЯ ВПЛИВУ ІОНІЗУЮЧИХ ВИПРОМІНЮВАНЬ ТА ЗАРЯДЖЕНИХ ЧАСТИНОК НИЗЬКИХ ЕНЕРГІЙ НА ФУНКЦІОНАЛЬНІ ХАРАКТЕРИСТИКИ ОБЛАДНАННЯ ДЛЯ ЯДЕРНОЇ ЕНЕРГЕТИКИ

Т. В. Ковалінська, І. А. Остапенко, В. І. Сахно, В. О. Желтоножський

Інститут ядерних досліджень НАН України, Київ

Розглядаються можливості залучення низько енергетичних іонізуючих випромінювань до вирішення проблем функціональної радіаційної діагностики кабелів та електрообладнання АЕС. Визначаються особливі вимоги до характеристик радіаційних полів, необхідні для формування експертних висновків про функціональну придатність електричного обладнання до експлуатації на ядерних об'єктах. Показано, що радіація є багатокомпонентний фактор негативного впливу на функціональні показники електрообладнання. Цей фактор залежить від типу іонізуючого випромінювання, його енергетичного складу, потужності експозиційної дози та поглинутої (нагромадженої) енергії цього випромінювання. Визначено перелік найбільш значимих ефектів, які погіршують надійність роботи електричних кабелів при експлуатації в радіаційних полях. Встановлено, що найменш дослідженими є процеси, що відбуваються при опромінюванні в низько енергетичному діапазоні. Докладно розглянуто і систематизовано опубліковані матеріали про вплив низькоенергетичного випромінювання на стан та функціонування кабелів, ізоляційних матеріалів та виробів з них. Показана важливість урахування процесів, що відбуваються не тільки в товщі конструкційних матеріалів ізоляції, але і на поверхнях ізоляційних виробів та кабелів. Останні є найбільш значимі для дії іонізуючого випромінювання низьких енергій. Обговорюються проблеми оцінки впливу цих процесів на надійність роботи виробів та ресурс їх експлуатації на ядерних енергетичних установках. Окреслюється перелік процесів і перспективних напрямків досліджень з іонізуючими випромінюваннями енергією до 0,5 МеВ. Показано, що такі дослідження повинні охоплювати електростатичні процеси на поверхнях ізоляторів, радіаційно-хімічні процеси модифікації ізоляційної органіки, радіолізу газів оточуючого середовища, процеси утворення і рекомбінації аероіонів.

ПЕРСПЕКТИВИ РОЗВИТКУ ЕКСПЕРИМЕНТАЛЬНОЇ БАЗИ РАДІАЦІЙНИХ ДОСЛІДЖЕНЬ ІЯД НАН України

Т. В. Ковалінська, І. А. Остапенко, В. І. Сахно, І. М. Вишневський

Інститут ядерних досліджень НАН України, Київ

Експериментальна база радіаційних технологій ІЯД в даний час базується на радіаційній установці з електронним прискорювачем з середньою енергією

4 МеВ. Її параметри в даний час вже не повністю задовольняють експериментаторів, в першу чергу через обмеження мінімальної енергії випромінювань на рівні 2,5 - 3 МеВ. Водночас, регламентований Міжнародними нормативними актами діапазон технологічного опромінювання передбачає залучення до промислових процесів іонізуючих випромінювань в діапазоні від 20 - 30 кеВ до 5 МеВ (для гама-випромінювання) та 10 МеВ (для електронів). Тому розширення енергетичного діапазону іонізуючих випромінювань на експериментальній базі ІЯД є перспективною задачею. Її вирішення дозволить суттєво збільшити обсяги прикладних досліджень і технологічних розробок. Отримані результати є важливими для прогресу сучасної економіки і можуть забезпечити пріоритет ІЯД в області прикладних ядерних досліджень та радіаційних технологій.

Такий шлях розвитку експериментальної бази ІЯД дозволить активізувати дослідження з радіаційної фізики і розробки нових матеріалів, створювати нові технології утилізації полімерних матеріалів та виробів, розробляти ефективні методи промислової стерилізації широкої гами нових сучасних полімерних пакувальних виробів, сприяти прогресу технології напівпровідників, розробляти ефективні методи карантинної обробки сільськогосподарської продукції і імпортованих харчів, створювати нові матеріали для ядерної енергетики. В обґрунтуванні планів удосконалення технічної бази ІЯД НАНУ наводяться результати попередніх експериментальних досліджень таких процесів авторами розробки.

Обговорюється проект створення на базі радіаційної установки ІЯД НАН України сучасного комплексу технологічних досліджень з іонізуючими випромінюваннями 30 - 4000 кеВ.

ДОСЛІДЖЕННЯ РАДІАЦІЙНОЇ СТІЙКОСТІ КОНСТРУКЦІЙНИХ МАТЕРІАЛІВ АЕС УКРАЇНИ

А. Г. Зелінський, Т. В. Ковалінська, І. А. Остапенко, В. І.Сахно

Інститут ядерних досліджень НАН України, Київ

На сьогоднішній день для українських АЕС важливим є питання продовження терміну їх експлуатації [1]. Однією з основних частин Національної програми [2, 3] по продовженню терміну експлуатації діючих енергоблоків є кваліфікація обладнання.

Згідно існуючих нормативних документів [2, 3, 4], в результаті оцінки точного рівня кваліфікації для обладнання АЕС встановлюється кваліфікаційний термін - гарантія безпеки АЕС на протязі цього періоду часу.

У відповідності з вимогами державних стандартів та міжнародних рекомендацій [4, 5], оцінка стану кваліфікації включає в себе аналіз впливу ефектів старіння. При аналізі впливу ефектів старіння необхідно враховувати радіацію, як ключовий фактор деградації обладнання [6, 7].

Експлуатація конструкційних матеріалів, таких як бетон, гума, пластики, діелектрики в сильних радіаційних полях супроводжується процесами утворення сполук, які можуть створити проблеми у випадках не тільки кризових режимів роботи ядерних об'єктів, але і в нормальних режимах [8]. При тривалому опроміненні матеріалів звичайні процеси старіння накладаються на процеси радіаційного старіння.

Особливості старіння матеріалів в умовах експлуатації на АЕС вивчені досить мало. Для вирішення цієї проблеми необхідно здійснити великий обсяг експериментальних досліджень і отримати додаткову інформацію про специфічні процеси, якими супроводжується експлуатація матеріалів на ядерних об'єктах.

Такі дослідження вимагають спеціальної техніки. Ядерна енергетика України не має такої техніки і зараз кваліфікація здійснюється на застарілих засобах за недосконалими методиками. В цих дослідженнях неможливо виділити дані, які б з необхідною точністю відображали реальний стан і ресурсні можливості обладнання.

В СРТ проблеми створення радіаційної техніки спеціального призначення вивчаються у продовж більше 20 років. Створено радіаційну установку максимально наближену до вимог кваліфікаційних та функціональних досліджень, яка поки що не має аналогів. В даний час визначено перелік засобів, які необхідно доопрацювати найближчим часом з метою створення в ІЯД НАН України радіаційного дослідницького комплексу, що буде відповідати усім вимогам для вирішення поставлених задач.

В переліку невідкладних – доповнення радіаційного комплексу ІЯД НАН України потужним низькоенергетичним джерелом електронів для досліджень радіаційностимульованих поверхневих ефектів при експлуатації АЕС.

В доповіді розглядається розроблений варіант такого додаткового джерела та його узгодження з загальною структурою існуючого радіаційного дослідницького комплексу СРТ ВСЯ.