

НАЦІОНАЛЬНА АКАДЕМІЯ НАУК УКРАЇНИ
ІНСТИТУТ ПРОБЛЕМ МОДЕЛЮВАННЯ В ЕНЕРГЕТИЦІ
ІМ. Г.Є. ПУХОВА

ДИБАЧ Олексій Михайлович



УДК 621.039.58

**МЕТОДИ ОЦІНЮВАННЯ НЕВИЗНАЧЕНОСТЕЙ ДЛЯ
ПІДВИЩЕННЯ АДЕКВАТНОСТІ ІМОВІРНІСНОГО АНАЛІЗУ
БЕЗПЕКИ ОБ'ЄКТІВ АТОМНОЇ ЕНЕРГЕТИКИ**

Спеціальність 01.05.02 – математичне моделювання та обчислювальні
методи

Автореферат
дисертації на здобуття наукового ступеня
кандидата технічних наук

Київ – 2018

Дисертацією є рукопис.

Робота виконана у Державному підприємстві «Державний науково-технічний центр з ядерної та радіаційної безпеки» Державної інспекції ядерного регулювання України і Національної академії наук України

Науковий керівник:

член-кореспондент НАН України,
доктор технічних наук, професор
Носовський Анатолій Володимирович,
Інститут проблем безпеки АЕС
НАН України, директор

Офіційні опоненти:

доктор технічних наук
Комаров Юрій Олексійович,
ВП «Науково-технічний центр»
ДП «НАЕК «Енергоатом»,
провідний інженер

кандидат технічних наук,
старший науковий співробітник
Артемчук Володимир Олександрович,
Інститут проблем моделювання в
енергетиці ім. Г.Є. Пухова НАН України,
відділ моделювання енергетичних процесів
і систем, старший науковий співробітник

Захист відбудеться «05» липня 2018 р. о 14 годині на засіданні спеціалізованої вченої ради Д 26.185.01 Інституту проблем моделювання в енергетиці ім. Г.Є. Пухова НАН України за адресою: 03164, м. Київ, вул. Генерала Наумова, 15.

З дисертацією можна ознайомитись у бібліотеці Інституту проблем моделювання в енергетиці ім. Г.Є. Пухова НАН України за адресою: 03164, м. Київ, вул. Генерала Наумова, 15.

Автореферат розісланий «___» червня 2018 р.

Вчений секретар спеціалізованої вченої ради
кандидат технічних наук, доцент



В.В. Душеба

ЗАГАЛЬНА ХАРАКТЕРИСТИКА РОБОТИ

Актуальність теми. Згідно з Енергетичною стратегією України на період до 2035 року «Безпека, енергоефективність, конкурентоспроможність», схваленою розпорядженням Кабінету Міністрів України від 18 серпня 2017 року № 605-р, атомна енергетика розглядається як одне з найбільш економічно ефективних низьковуглецевих джерел енергії. Подальший розвиток ядерного енергетичного сектору на період до 2035 року прогнозується виходячи з того, що частка атомної генерації в загальному обсязі виробництва електроенергії зростатиме. Ядерним законодавством України дозволяється використання тільки тих об'єктів атомної енергетики, рівень безпеки яких визнано таким, що відповідає критеріям та принципам безпеки, які встановлюються у нормативних вимогах із урахуванням міжнародних стандартів, на основі всебічного аналізу їх безпеки.

Аналіз безпеки об'єктів атомної енергетики неможливий без використання засобів моделювання, оскільки проведення повномасштабних натурних експериментальних досліджень обмежене внаслідок відсутності спеціальних дослідницьких стендів, а також складності, потенційної небезпеки та високої вартості таких експериментів. Використання фізичних та/або математичних моделей для відображення реальних процесів завжди пов'язане з невизначеностями різної природи. Достовірність отриманих розрахунковим шляхом результатів залежить від адекватності моделювання стану об'єкта і процесів, які в ньому відбуваються, а також від методів розрахунку відповідно до можливостей обчислювальної техніки.

Сучасний підхід до аналізу безпеки об'єктів атомної енергетики (атомних електричних станцій (АЕС), сховищ зберігання відпрацьованого ядерного палива, сховищ радіоактивних відходів), як об'єктів підвищеної небезпеки, ґрунтується на комбінації детерміністичних та імовірнісних методів (НП 306.2.141-2008, INSAG-25). Методологія імовірнісного аналізу безпеки об'єктів атомної енергетики сформована і розвинена в роботах Н. Расмусена (проект WASH-1400), Ф. Фармера, С. Каплана, Г. Апостолакіса, Ю. Швириєва, А. Букринського, В. Бігуна, Ю. Комарова та інших вчених. Проте наявна методологія імовірнісного аналізу безпеки не приділяє належної уваги проявам, яким властиві недостатній обсяг знань щодо аварійних феноменів, неповнота проаналізованих станів об'єкта, вихідних подій і змодельованих елементів, що інтерпретуються загалом як невизначеності. Принциповою складністю та джерелом невизначеностей є статистична база для розробки імовірнісних моделей об'єктів атомної енергетики. Ця обставина обумовлена проблемами організації збору та обробки статистичної інформації з надійності обладнання та коректності її використання. Зважаючи на це, адекватність оцінок ризику об'єктів атомної енергетики, що розраховується за результатами імовірнісного аналізу безпеки, в окремих випадках може обґрунтовано братися під сумнів.

З огляду на розширення використання імовірнісного методу в практичній діяльності на об'єктах атомної енергетики (оптимізація ремонтів

та технічного обслуговування обладнання на основі ризик-інформованого управління конфігурацією АЕС, впровадження оцінок ризику в регуляторну наглядову діяльність, оцінка безпеки зберігання відпрацьованого ядерного палива та радіоактивних відходів), однією з актуальних наукових та практичних проблем є підвищення адекватності імовірнісного аналізу безпеки шляхом розробки та впровадження методів оцінювання невизначеностей імовірнісних моделей технологічних систем та аварійних процесів об'єктів атомної енергетики та врахування рівня невизначеностей під час прийняття ризик-інформованих рішень.

Отже, в дисертації вирішується актуальна **науково-практична задача** математичного та комп'ютерного оцінювання невизначеностей в імовірнісних моделях технологічних систем та аварійних процесів об'єктів атомної енергетики для підвищення адекватності імовірнісного аналізу безпеки цих об'єктів та достовірності ризик-інформованих рішень, які приймаються на його основі.

Зв'язок роботи з науковими програмами, планами, темами. Наукові дослідження за темою дисертації виконано відповідно до Енергетичної стратегії України на період до 2035 року «Безпека, енергоефективність, конкурентоспроможність», схваленої розпорядженням Кабінету Міністрів України від 18 серпня 2017 року № 605-р; Комплексної (зведеної) програми підвищення рівня безпеки енергоблоків атомних електростанцій (КзППБ), затвердженої постановою Кабінету Міністрів України від 7 грудня 2011 року № 1270; розпорядження Кабінету Міністрів України від 18 грудня 2017 р. № 1020-р «Про схвалення Стратегії реформування системи державного нагляду (контролю)»; постанови Колегії Державної інспекції ядерного регулювання України від 13.11.2001 № 9 «Про використання оцінок ризику в регулюванні безпеки ядерних установок». Тема дослідження відповідає стратегічним напрямкам 7-ї Рамкової програми ЄС з досліджень і технологічного розвитку (FP7-EURATOM-FISSION) та планам діяльності Європейської мережі організацій технічної безпеки (ETSON).

Основні теоретичні та практичні результати були отримані у Державному підприємстві «Державний науково-технічний центр з ядерної та радіаційної безпеки» (далі – ДНТЦ ЯРБ) у складі:

– науково-дослідних робіт за темами: «Розробка імовірнісної моделі імовірнісного аналізу безпеки АЕС із ВВЕР-1000/320 1-го рівня стосовно внутрішніх ініціаторів» (держ. реєстр. № 0109U008228), «Розробка імовірнісної моделі енергоблока ВВЕР-1000/В-320 для внутрішніх вихідних подій при роботі енергоблока на номінальному рівні потужності для коду SAPHIRE 8» (держ. реєстр. № 0118U003880), «Методика виконання експертизи (технічної оцінки) матеріалів імовірнісного аналізу безпеки енергоблоків АЕС» (держ. реєстр. № 0118U003885);

– міжнародних проектів за темами: «Визначення та процедури, що застосовуються при аналізі невизначеностей при ризик-інформованому підході до прийняття рішень» (завдання 9, контракт ВОА257586), «Підтримка у впровадженні ризик-інформованої інспекції» (завдання 10, контракт

BOA257586), «Вдосконалена оцінка безпеки: розширений імовірнісний аналіз безпеки» (ASAMPSA_E);

– виконання заходу «Розробка вимог до ризик-інформованого прийняття рішень з безпеки атомних станцій» (п. 3.9 Плану нормативного регулювання Державної інспекції ядерного регулювання України, затвердженого наказом Держатомрегулювання від 27.06.2017 № 229).

Автор брав участь як виконавець науково-дослідних робіт та відповідальний виконавець від ДНТЦ ЯРБ у міжнародних проектах за темою дисертації, а також здійснював керівництво розробкою нормативно-правового акту «Вимоги до ризик-інформованого прийняття рішень з безпеки атомних станцій».

Мета і задачі дослідження. Метою дослідження є підвищення адекватності імовірнісного аналізу безпеки об'єктів атомної енергетики за рахунок розробки методів оцінювання невизначеностей комп'ютерних імовірнісних моделей технологічних систем та аварійних процесів цих об'єктів, а також врахування оціненого рівня невизначеностей при прийнятті ризик-інформованих рішень з підвищення безпеки та ефективності експлуатації об'єктів атомної енергетики.

Для досягнення поставленої мети сформовані та вирішені наступні задачі дослідження:

– аналіз методології імовірнісного аналізу безпеки, програмних засобів і імовірнісних моделей технологічних систем та аварійних процесів об'єктів атомної енергетики, а також чинних нормативних вимог з метою виявлення їх обмежень, обумовлених відсутністю оцінювання невизначеностей, ідентифікація джерел невизначеностей та їх класифікація;

– розробка методів підготовки первинної інформації, визначення складу та структури вихідних даних для оцінювання невизначеностей в комп'ютерних імовірнісних моделях у форматі програмних засобів імовірнісного аналізу безпеки;

– розробка методів оцінювання для різних класів невизначеностей та поширення невизначеностей в комп'ютерних імовірнісних моделях, методів інтерпретації результатів оцінювання невизначеностей та врахування рівня невизначеностей під час прийняття ризик-інформованих рішень;

– підтвердження ефективності запропонованих методів шляхом їх застосування для вирішення практичних завдань для АЕС України та порівняння результатів оцінок з поточним досвідом експлуатації.

Об'єктом дослідження є імовірнісний аналіз безпеки об'єктів атомної енергетики, а **предметом дослідження** – методи оцінювання невизначеностей та імовірнісні моделі технологічних систем та аварійних процесів об'єктів атомної енергетики.

Методи дослідження. Теоретичною основою дисертаційних досліджень є теорія імовірностей і теорія прийняття рішень. Математичною базою для імовірнісного моделювання є алгебра логіки, основною формою представлення деталізованої моделі надійності/безпеки об'єктів атомної

енергетики є логічна функція. Побудову структурної схеми функціонування систем та перебігу аварійних сценаріїв виконано у вигляді дерев відмов та дерев подій із використанням програмного засобу SAPHIRE (Systems Analysis Programs for Hands-on Integrated Reliability Evaluations). Для проведення досліджень використано імовірнісну модель технологічних систем та аварійних процесів енергоблока АЕС з реакторною установкою ВВЕР-1000/В-320.

Наукова новизна отриманих результатів полягає в наступному:

1. Вперше визначено джерела невизначеностей в імовірнісних моделях технологічних систем та аварійних процесів об'єктів атомної енергетики, відповідні обмеження програмних засобів і методології імовірнісного аналізу безпеки, запропоновано класифікацію невизначеностей. Це дало можливість створити методологічні засади для подальшого оцінювання невизначеностей і підвищення інформативності імовірнісного аналізу безпеки за рахунок доповнення результатів розрахунків даними щодо їх рівня невизначеностей.

2. Набули подальшого розвитку методи підготовки первинної інформації, визначено склад та структуру вихідних даних для імовірнісного моделювання, що дозволило створити підґрунтя для подальшого оцінювання невизначеностей в імовірнісних моделях технологічних систем та аварійних процесів об'єктів атомної енергетики.

3. Розроблено методи оцінювання різних класів невизначеностей у імовірнісних моделях технологічних систем та аварійних процесів об'єктів атомної енергетики, основною відмінною рисою яких є дослідження чутливості результатів розрахунків до зміни вихідних припущень за відсутності статистичних даних, що дало можливість підвищити адекватність імовірнісного аналізу безпеки цих об'єктів шляхом визначення та перегляду підходів до моделювання складових імовірнісних моделей із високим рівнем невизначеностей.

4. Вперше запропоновано метод перевірки дотримання імовірнісних критеріїв безпеки АЕС із урахуванням невизначеностей значень частоти пошкодження активної зони (ЧПАЗ) та частоти граничного аварійного викиду (ЧГАВ), які розраховуються за результатами імовірнісного аналізу безпеки, що підвищує достовірність висновків щодо відповідності рівня безпеки енергоблока АЕС нормативним вимогам.

5. Розроблено базові принципи ризик-інформованого прийняття рішень та запропоновано метод врахування невизначеностей розрахованих значень показників безпеки при перевірці відповідності критеріям прийнятності, що дає можливість вибору належного технічного рішення із множини альтернатив.

Практичне значення отриманих результатів. Практична цінність дисертаційної роботи визначається тим, що запропоновані методи підготовки первинної інформації, оцінювання, інтерпретації та врахування невизначеностей імовірнісного аналізу безпеки об'єктів атомної енергетики дозволяють підвищити адекватність імовірнісних моделей та обґрунтованість ризик-інформованих рішень.

Результати дисертаційної роботи впроваджені та використовуються в Державній інспекції ядерного регулювання України (Держатомрегулювання), Державному підприємстві «Національна атомна енергогенеруюча компанія «Енергоатом» (ДП «НАЕК «Енергоатом») та Відокремленому підрозділі «Запорізька АЕС» ДП «НАЕК «Енергоатом» (ВП «Запорізька АЕС»). Базові принципи та основні положення розроблених методів закріплені у нормативному документі НП 306.2.217-2017 «Вимоги до ризик-інформованого прийняття рішень з безпеки атомних станцій», затвердженому наказом Держатомрегулювання від 01.12.2017 № 443, зареєстрованому в Міністерстві юстиції України 19.12.2017 за № 1535/31403, а також у МТО 110-02 «Методиці виконання експертизи (технічної оцінки) матеріалів імовірнісного аналізу безпеки АЕС» (схвалена Науково-технічною радою ДНТЦ ЯРБ, протокол від 01.12.2017 №17-14).

Особистий внесок здобувача. Основні положення і результати дисертаційної роботи отримані автором самостійно. У публікаціях, виконаних у співавторстві, автору належать: [4] – розроблено загальний алгоритм перевірки дотримання критеріїв безпеки для АЕС з урахуванням невизначеностей імовірнісних розрахунків; [5] – визначено взаємозв'язки під час імовірнісного моделювання одночасного перебігу аварійного процесу в активній зоні реактора та басейні витримки і перевантаження ядерного палива; [6] – розроблено метод оцінювання та врахування невизначеностей в процесі ризик-інформованого прийняття рішень з безпеки АЕС, запропоновано модифіковану схему прийняття ризик-інформованих рішень, проведено апробаційні розрахунки з вибору належного рішення; [7] – виконано порівняльний аналіз результатів імовірнісного моделювання енергоблока №1 Рівненської АЕС із іншими енергоблоками АЕС з реакторною установкою ВВЕР-440; [8] – розроблено методологічні принципи комбінованого використання імовірнісного та детерміністичного методів; [9] – розроблено метод категоризації обладнання АЕС за значимістю, матрицю зв'язку між видами та цілями регулюючих інспекцій та рівнем безпеки об'єкта атомної енергетики; [10] – розроблено концепцію оперативного імовірнісного аналізу безпеки; [12] – розроблено імовірнісні моделі для оцінки частоти потенційних сценаріїв крихкого руйнування корпусу реактору АЕС з реакторною установкою ВВЕР-1000.

Апробація результатів дисертації. Основні положення та результати дисертаційного дослідження доповідалися та обговорювалися на таких міжнародних наукових конференціях та семінарах:

- II Міжнародна науково-технічна конференція «Підвищення безпеки та ефективності атомної енергетики» (5-7 жовтня 2010 року м. Одеса, Україна);
- IV Міжнародна науково-практична конференція з проблем атомної енергетики «Безпека, ефективність, ресурс ЯЕУ» (4-9 жовтня 2011 року, м. Севастополь, Україна);
- Міжнародна конференція з ядерної безпеки, фізичного захисту, поводження з радіоактивними відходами та радіаційного захисту «EUROSAFE Forum» (4-5 листопада 2013 року, м. Кельн, Німеччина);

– IV Міжнародна науково-технічна конференція «Підвищення безпеки та ефективності атомної енергетики» (30 вересня - 3 жовтня 2014 року, м. Одеса, Україна);

– Спеціалізований технічний семінар за задачами 2.2/2.3 проекту BE/RA/06 «Інституціональне та технічне співробітництво з Держатомнаглядом з метою розвитку його можливостей на основі передачі західноєвропейських принципів безпеки та практики» (25-30 березня 2012 р. м. Берлін, Німеччина);

– Спеціалізовані технічні семінари за проектом «Програма оптимізації ремонтів з використанням ризик-інформованого управління конфігурацією АЕС та ремонтом на потужності» (6-8 листопада 2017 року, м. Київ, Україна; 26 березня – 1 квітня 2018 року, АЕС Діабло Каньйон, США).

Публікації. Основні положення і результати дисертаційного дослідження опубліковані в 12 наукових роботах, з яких: 10 статей у виданнях, що входять до переліку наукових фахових видань України (в тому числі 6 статей опубліковані у виданнях, що входять до міжнародної наукометричної бази даних SCOPUS), 2 роботи опубліковані в матеріалах конференцій.

Структура та обсяг дисертації. Робота складається із вступу, чотирьох розділів, висновків, списку використаних джерел (139 найменувань) та трьох додатків. Загальний обсяг дисертації складає 167 сторінок, в тому числі 138 сторінок основного тексту, включаючи 14 таблиць та 44 рисунків.

ОСНОВНИЙ ЗМІСТ РОБОТИ

У вступі представлено загальну характеристику дисертації, включаючи актуальність теми, зв'язок роботи із науковими програмами, планами та темами, мету, завдання та методи дослідження, наукову новизну та практичне значення одержаних результатів, особистий внесок здобувача, апробацію та опублікування результатів.

У першому розділі проаналізовано методологію імовірнісного аналізу безпеки об'єктів атомної енергетики, наявні програмні засоби (SAPHIRE, Idaho National Laboratory, США; RiskSpectrum, Lloyds Register Consulting, Швеція; @RISK, Palisade Corporation, США) та чинні нормативні документи з ядерної та радіаційної безпеки в частині імовірнісного аналізу безпеки.

На основі даних міжнародного бенчмарку з імовірнісного аналізу безпеки енергоблоків АЕС, проведеного в рамках Форуму регулюючих органів ВВЕР (WWER Forum) за участі здобувача, виконано порівняльний аналіз моделювання події із втратою живильної води для енергоблока №1 Рівненської АЕС (реакторна установка ВВЕР-440) та енергоблоків цього ж проекту, які експлуатуються закордоном (Фінляндія, Чехія, Словаччина, Угорщина та ін.).

За результатами проведеного аналізу виявлено вагомі відмінності у вихідних даних, підходах до моделювання аварійних послідовностей та рівні деталізації імовірнісних моделей, які призвели до значного розкиду

розрахованих значень імовірнісних показників безпеки для різних АЕС, що і є предметом оцінювання невизначеностей та підтверджує важливість та актуальність теми дисертаційного дослідження.

Ідентифіковано такі недоліки методології та поточної практики оцінювання невизначеностей імовірнісного аналізу безпеки:

- відсутня класифікація невизначеностей, а також не встановлені джерела невизначеностей в імовірнісних моделях;
- програмні засоби (SAPHIRE, RiskSpectrum, @RISK) мають вбудовані алгоритми аналізу невизначеностей чисельними методами (метод Монте-Карло, метод Латинського гіперкубу), проте відсутні методи оцінювання невизначеностей на рівні дерев відмов та дерев подій в імовірнісних моделях;
- не розроблені методи підготовки первинної інформації для оцінювання невизначеностей;
- в чинних нормативних документах не приділяється увага інтерпретації та врахуванню невизначеностей імовірнісних розрахунків стану безпеки об'єктів атомної енергетики при перевірці дотримання критеріїв безпеки;
- не визначені базові принципи ризик-інформованого прийняття рішень на основі сукупності імовірнісних та детерміністичних оцінок;
- відсутній метод врахування невизначеностей при прийнятті ризик-інформованих рішень.

Тому, актуальною науковою та практичною задачею, що потребує вирішення, є математичне та комп'ютерне оцінювання невизначеностей в імовірнісних моделях технологічних систем та аварійних процесів об'єктів атомної енергетики та врахування невизначеностей при прийнятті ризик-інформованих рішень.

Грунтуючись на результатах аналізу міжнародного досвіду, керівництвах Комісії ядерного регулювання США та стандартах Міжнародного агентства з атомної енергії (МАГАТЕ), для опису проблеми і подальшої розробки методів оцінювання запропоновано розділити невизначеності імовірнісного аналізу безпеки на два класи 1) алеаторна («aleatory») та 2) епістеміологічна («epistemic»). В класі епістеміологічних невизначеностей виділено три підкласи: невизначеність параметрів, невизначеність моделювання, невизначеність повноти моделі.

У другому розділі розроблено методи оцінювання різних класів невизначеностей у імовірнісних моделях програмних засобів імовірнісного аналізу безпеки.

Запропоновано наступні етапи оцінювання невизначеностей:

- ідентифікація джерел невизначеностей імовірнісної моделі та їх класифікація;
- підготовка первинної інформації і вибір методу оцінювання для різних класів невизначеностей;
- оцінювання невизначеностей та інтерпретація результатів.

Для ідентифікації джерел невизначеностей виконано аналіз технічних

елементів (ТЕ) імовірнісного аналізу безпеки об'єктів атомної енергетики (на прикладі енергоблоку АЕС) та визначено основні джерела невизначеностей імовірнісних моделей (таблиця 1).

Таблиця 1 – Джерела невизначеностей імовірнісних моделей об'єктів атомної енергетики

| ТЕ | Складові ТЕ | Джерело невизначеностей |
|---------------------------------|---|--|
| Вихідні події аварії (ВПА) | Ідентифікація ВПА | Врахування рідких ВПА. Вплив початкової конфігурації енергоблоку. Зміна експлуатаційної практики. |
| | Групування ВПА | Скрінінг та відсів ВПА. Вибір представницьких ВПА. |
| | Розрахунок частот ВПА | Застосовність узагальнених даних. Достовірність попереднього експлуатаційного досвіду. |
| Дані з надійності обладнання | Розрахунок параметрів базових подій | Збір та обробка вихідних даних (в тому числі даних по відмовах, ремонту, технічному обслуговуванню). Групування обладнання. Застосування узагальнених даних. Старіння і деградація обладнання. |
| Аналіз аварійних послідовностей | Моделювання розвитку аварійних послідовностей | Кредит довіри до дій персоналу, не передбачених інструкціями. Врахування часткових відмов. Інтерпретація інструкцій. |
| | Залежності аварійних послідовностей | Функціональні залежності. Залежність відмов від умов зовнішнього середовища. Критерії успіху в часі. |
| Критерії успіху | Розрахунок критеріїв успіху | Невизначеності теплогідролічної та міцнісної моделей. Врахування різних конфігурацій обладнання. Початкові і граничні умови. |
| Аналіз систем | Види та причини відмов | Границі компонентів. Суперкомпоненти. Врахування відновлення після ремонту. |
| | Залежні відмови та відмови із загальної причини | Працездатність обладнання при перебігу аварії. Міжблочні зв'язки. Відмови із загальної причини. |
| Надійність персоналу | Помилки персоналу | Помилки ідентифікації та дій. Вплив зовнішніх факторів. Якість протиаварійної документації. Інтерфейс «людина-машина». |
| Кількісна оцінка | Розрахунок ЧПАЗ та ЧГАВ | Рівень відсікання мінімальних перетинів. Застосування кореляцій для базових подій. |

Для підготовки первинної інформації визначено склад та структуру вихідних даних та запропоновано використання наступних баз даних імовірнісного аналізу безпеки:

1. База даних із описом технологічних систем (режими роботи систем, вторинні критерії успіху, приховані відмови окремого обладнання, виявлення

можливих помилок оперативно-ремонтного персоналу, що призводять до залишення системи в «нерегламентному» стані, міжсистемні залежності);

2. База даних із надійності обладнання (незалежні випадкові відмови, межі обладнання, групування, оцінка параметрів надійності);

3. База даних відмов із загальної причини (функціональні залежності, фізичні залежності, залежності між окремими «людино–машинними» взаємодіями, відмови з загальної причини);

4. База даних із надійності персоналу (різні методи оцінки імовірності помилки персоналу, дані отриманні із повномасштабних тренажерів);

5. База даних із вихідних подій (точкова оцінка, метод Байєса, досвід експлуатації, метод дерева відмов, механіко-міцнісні методи).

Для різних класів невизначеностей запропоновані методи їх оцінювання (таблиця 2).

Таблиця 2 – Методи оцінювання невизначеностей

| Клас невизначеності | Математична теорія | Математичний метод |
|---|--|--|
| Алеаторна | Теорія імовірностей | Чисельні методи |
| Епістеміологічна (невизначеність параметрів) | | Метод Байєса |
| Епістеміологічна (невизначеність моделювання) | Теорія імовірностей, Теорія надійності, | Логіко-імовірнісні методи, інтервальна оцінка |
| Епістеміологічна (невизначеність повноти моделі) | Теорія нечітких множин | Побудова моделі «чорного ящика» |

Задачу оцінювання невизначеностей сформульовано як дослідження чутливості результатів розрахунків імовірнісної моделі до зміни вихідних припущень.

Для оцінювання поширення невизначеностей, імовірнісну модель спрощено представлено як ланцюжок: вхідні параметри → модель → вихідний параметр. Проблема оцінювання невизначеностей представлена як оцінювання невизначеностей вихідного параметра Y , що є функцією від змінних X_1, X_2, \dots, X_N :

$$Y = F\{X_1, X_2, \dots, X_N\}, \quad (1)$$

де функція F в цьому випадку являє собою розрахункову модель у форматі імовірнісного коду (SAPHIRE), який генерує перелік мінімальних перетинів (мінімальна комбінація відмов, що призводять до небажаного результату). Змінні X_1, X_2, \dots, X_N — це параметри, на підставі яких визначаються характеристики базових подій імовірнісної моделі.

Для інтерпретації результатів оцінювання невизначеностей запропоновано використання коефіцієнта варіації:

$$K_V = \frac{\sigma}{|\mu|} \cdot 100\% \quad (2)$$

де σ^2 – дисперсія; μ - математичне сподівання.

Дослідивши дисперсійні характеристики випадкової величини, розроблено шкалу рівнів невизначеностей (таблиця 3).

Таблиця 3 – Рівні невизначеностей

| Невизначеність | Значення K_V | Рівень невизначеностей |
|---|--------------------------|------------------------|
| Детермінована величина | $K_V = 0$ | Нульовий |
| Випадкова величина з кінечною дисперсією | $0 < K_V \leq 20 \%$ | Низький |
| | $20 < K_V \leq 50 \%$ | Середній |
| | $K_V > 50 \%$ | Високий |
| Випадкова величина з безкінечною дисперсією | $K_V \rightarrow \infty$ | Дуже високий |

Зважаючи на те, що однією із практичних сфер застосування ризик-інформованих підходів є ранжування технологічного обладнання за значущістю, на основі алгоритму швидкого сортування (англ. Quick Sort, С. А. R. Hoare) було розроблено метод оцінки впливу невизначеностей на ранжування, що складається із таких кроків:

1. Ранжування елементів відповідно до їх значущості на підставі інформації про середні значення їх надійності (без урахування невизначеностей).

2. Визначення діапазону $[T_l, T_u]$ значень імовірнісної міри переваги r_{pj} на поточному рівні ранжування; значення із цього діапазону не дають можливості прийняти рішення щодо порядку ранжування $I_p > I_j$ чи $I_p < I_j$, що призводить до розгляду елементів p та j як однаково значущих.

3. Розрахунок імовірностей того, що кожен елемент $i = \overline{1, N}$ отримає окрему позицію в ранжуванні. Для цього застосовується метод Монте-Карло з повторюванням для кожної симуляції $v = \overline{1, M}$:

3.1 Симуляція реалізації потоку відмов елементів $\lambda_1^v, \dots, \lambda_N^v$.

3.2 Визначення v -го показника значущості у відповідності до потоків відмов на кроці 3.1.

3.3 Ранжування елементів по значущості.

3.4 Імовірність $P(R_i)$ того, що елемент i в ранжуванні займає позицію $R_i = 1, 2, \dots, N$ є відношенням кількості симуляцій, в яких елемент i на позиції R_i до кількості симуляцій M .

4. Для ранжування елементів:

4.1 Записуються елементи у порядку, визначеному ранжуванням на кроці 1.

4.2 Вибір найбільш значущого елемента p як опорного, тобто елемент із найбільшою імовірністю бути найзначущим.

4.3 Розрахунок міри переваги r_{pj}^* між елементами p та j для $j = p + 1, p + 2$:

$$r_{pj}^* = P(R_p \geq R_j) = \sum_{R_p=1}^n p(R_i) \sum_{R_j=1}^{R_p} p(R_j) \quad (3)$$

де R_p — ранг p , а R_j — ранг j .

4.4 Якщо $r_{pj}^* > T_u$, то елемент p залишається на поточній позиції, якщо $T_l < r_{pj}^* < T_u$, то елемент j переставляється на позицію R_p , у іншому разі, якщо $r_{pj}^* < T_l$, то елементи p та j міняються позиціями.

4.5 $p \leftarrow p + 1$, повторюються кроки 4.1 – 4.3 допоки $p = N$.

У третьому розділі розроблено базові принципи ризик-інформованого прийняття рішень, а також метод врахування невизначеностей при прийнятті ризик-інформованих рішень.

Сформовані такі базові принципи ризик-інформованого прийняття рішень на об'єктах атомної енергетики:

1. Забезпечення реалізації стратегії глибокоєшелюваного захисту незалежно від значення ризику.
2. Використання оцінок ризику як доповнення до детерміністичного аналізу безпеки.
3. Дотримання критеріїв безпеки, встановлених у нормативних документах верхнього рівня (загальні положення безпеки об'єктів атомної енергетики).
4. Дотримання проектних меж.
5. Дотримання вимог норм, правил та стандартів з ядерної та радіаційної безпеки.
6. Забезпечення технічної якості імовірнісного та детерміністичного аналізу безпеки, що є основою для ризик-інформованого прийняття рішень.

Розроблено метод врахування невизначеностей при прийнятті ризик-інформованих рішень на об'єктах атомної енергетики (рисунок 1), який складається із двох структурних частин:

- врахування невизначеностей під час перевірки дотримання нормативних критеріїв безпеки;
- вибір належного рішення із множини альтернатив для сукупності критеріїв (метод попарних порівнянь із використанням критерію Ходжа — Лемана).

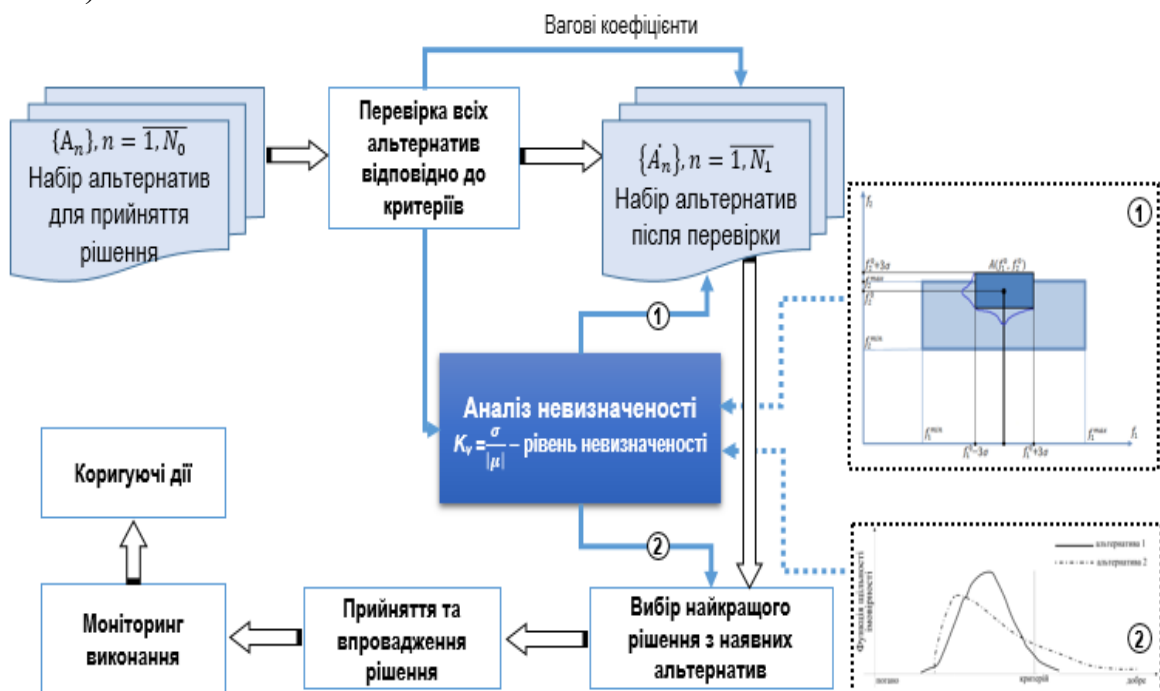


Рисунок 1 – Метод прийняття ризик-інформованого рішення з урахуванням невизначеностей

Врахування невизначеностей під час перевірки дотримання нормативних критеріїв безпеки.

Задачу перевірки відповідності безпеки рішення (x_0) нормативним критеріям безпеки ($x_{доп}$) розглянуто в загальній постановці:

$$x_0 \leq x_{доп}. \quad (4)$$

Зроблено припущення про наявність невизначеностей в значенні x_0 , тоді x_0 розглядається як математичне сподівання $\mu [x]$ випадкової величини x , розподіленої по одному з відомих законів розподілу з густиною імовірності $f(x)$ і функцією розподілу імовірності $F(x)$.

Як видно з рисунку 2, імовірність того, що випадкова величина не перевищить гранично допустиме значення $x_{доп}$, визначається значенням функції розподілу імовірності:

$$P(x \leq x_{доп}) = F(x_{доп}). \quad (5)$$

Значення $P_{доп}$ дорівнює площі заштрихованої області (правий «хвіст» функції густини імовірності $f(x)$):

$$P_{доп} = \int_{x_{доп}}^{\infty} f(x) dx = 1 - \int_{-\infty}^{x_{доп}} f(x) dx. \quad (6)$$

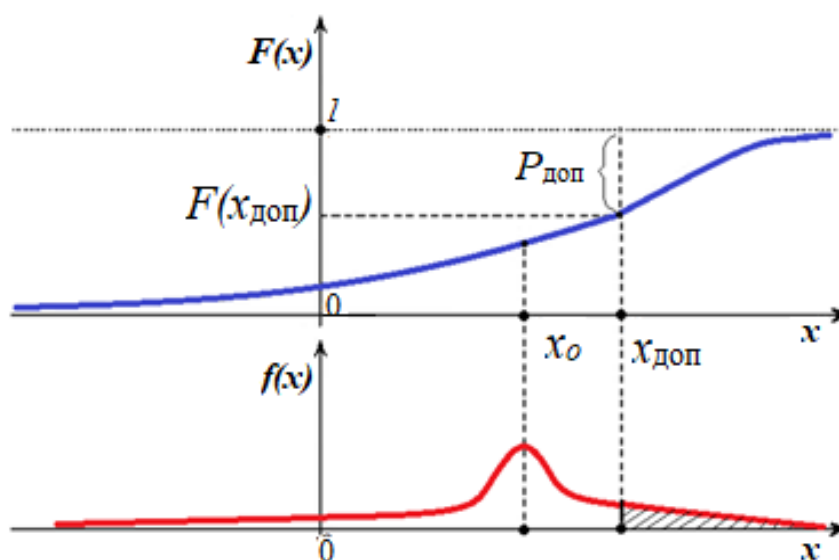


Рисунок 2 – Імовірність перевищення критерію безпеки

Розроблено метод перевірки дотримання критерію безпеки із врахуванням оцінювання невизначеностей, що складається із таких кроків:

1. Розрахувати значення показника безпеки x_0 .
2. Задати значення критерію безпеки $x_{доп}$.
3. Перевірити умову (4), якщо вона виконується, перейти далі до кроку 4.
4. Врахувати параметри невизначеностей, розглядаючи x_0 як оцінку середнього значення випадкової величини x , розподіленої по деякому закону із густиною імовірності $f(x)$.
5. Розрахувати $P_{доп}$, використовуючи формулу (6).
6. Прийняти рішення про прийнятність або неприйнятність отриманого значення $P_{доп}$ імовірності перевищення критерію безпеки $x_{доп}$.

Запропоновано шкалу нормування значень $P_{доп}$ залежно від рівня вимог до дотримання критерію безпеки (таблиця 4). Рекомендовано додатково унормувати (обмежити) значення імовірності перевищення критерію безпеки менше 0,05, тобто значення ЧПАЗ і /або ЧГАВ на правій межі 95% довірчого інтервалу також має відповідати критерію безпеки.

Таблиця 4 – Шкала нормування значень $P_{доп}$

| Рівень вимог до $P_{доп}$ | Квантиль α , % | Значення x_α | $P_{доп}$ |
|---------------------------|-----------------------------|---------------------|-----------------|
| Слаба вимога | $\alpha < 84,14$ | $x_0 + \sigma$ | $>0,16$ |
| Стандартна вимога | $84,14 < \alpha \leq 97,72$ | $x_0 + 2\sigma$ | $0,023...0,16$ |
| Сильна вимога | $97,72\% < \alpha < 99,99$ | $x_0 + 3\sigma$ | $0,001...0,023$ |
| Дуже сильна вимога | $\alpha > 99,99$ | $x_0 + 4\sigma$ | $<0,001$ |

Врахування невизначеностей при виборі належного рішення із множини альтернатив.

Як базовий використано метод аналізу ієрархій (МАІ, запропонований Т. Сааті) та його модифікація – метод попарних порівнянь. Для встановлення відносної важливості елементів ієрархії (критеріїв прийнятності для оцінки альтернативних рішень) застосована шкала відношень (ступеня значущості дій), що дозволяє експерту ставити відповідно до ступеня переваги одного об'єкта перед іншим — деяке число. Критерії ядерної та радіаційної безпеки наділені абсолютною значимістю порівняно з іншими критеріями прийнятності (ступінь значимості 9).

Розроблено метод побудови адитивного суперкритерію, що передбачає реалізацію таких кроків:

1. Побудова множини матриць попарних порівнянь.
2. Обчислення максимального власного числа отриманої матриці та відповідного власного вектора.
3. Обчислення індексу однорідності та відношення однорідності матриці порівнянь.
4. Побудова вектора пріоритетів критеріїв прийнятності.
5. Визначення вагових коефіцієнтів для окремих критеріїв прийнятності та побудова адитивного суперкритерію.

Для прийняття та вибору належного рішення із альтернатив маємо:

$$U(a) = \sum_{k=1}^n \beta_k u_k(a) \rightarrow \max \quad (7)$$

де β_k — вагові коефіцієнти, отримані застосуванням методу ієрархій,
 a — альтернатива;

$u_k(a)$ — випадкова величина, що характеризує значення критерію k ,
 $u_k(a) \sim N(\mu_k, \sigma_k^2)$.

Для оцінки альтернатив використано критерій Ходжа – Лемана, який спирається одночасно на мінімаксий критерій Вальда і критерій Байєса – Лапласа.

Функція корисності альтернатив визначена як:

$$HL(a) = \alpha E \sum_{k=1}^n \beta_k u_k(a) + (1 - \alpha) \sum_{k=1}^n \beta_k [\mu_k - 3\sigma_k] \quad (8)$$

де $E \sum_{k=1}^n \beta_k u_k(a)$ — очікуване значення;

$\sum_{k=1}^n \beta_k [\mu_k - 3\sigma_k]$ — гарантований результат;

α — параметр, за допомогою якого виражається ступінь довіри до оцінених результатів. Якщо ця довіра висока, то акцептується критерій Байєса – Лапласа, у протилежному випадку перевага віддається гарантованому результату. Рішення приймається за умовою:

$$a^* = \operatorname{argmax}_a HL(a) \quad (9)$$

У четвертому розділі наведені результати апробації розроблених методів оцінювання невизначеностей та врахування невизначеностей при прийнятті ризик-інформованих рішень. Визначені напрями та перспективи застосування результатів дослідження при реалізації проектів з оптимізації ремонтів та технічного обслуговування обладнання на основі ризик-інформованого управління конфігурацією АЕС та ранжування обладнання за значущістю для пріоритезації наглядової діяльності.

Використання методів розглянуто на прикладі комплексного вирішення практичної задачі прийняття рішення щодо модернізації АЕС з реакторною установкою ВВЕР-1000/В-320 для забезпечення тепловідведення від ядерного палива в активній зоні за умови повної втрати електроживлення. Захід впроваджується в рамках реалізації заходів №13307, 15103 Комплексної (зведеної) програми підвищення рівня безпеки АЕС України, затвердженої постановою Кабінету Міністрів України від 7 грудня 2011 року № 1270.

1. За результатами стрес-тестів енергоблоків АЕС України, проведених у світлі уроків аварії на АЕС Фукусіма-Даїчі (Японія), для українських АЕС розглядалися два альтернативних технічних рішення з підвищення безпеки:

a_1 – мобільна насосна установка (МНУ) для підживлення парогенератора (ПНС-110, витрата 396 м³/год, напір 10 кгс/см²) та мобільний дизель-генератор 0,4 кВ потужністю 800 кВт (подача електроенергії на системи контролю та управління, насоси підживлення 1-го контуру TQ14(24,34)D01 з арматурою обв'язки та ін.);

a_2 – мобільний дизель-генератор 6 кВ потужністю 3 МВт (подача електроенергії для одного каналу систем безпеки АЕС).

2. На основі нормативних вимог з ядерної та радіаційної безпеки сформована множина критеріїв оцінювання (критеріїв прийнятності) альтернатив. Критерії прийнятності складаються із кількісних та якісних показників та визначені шляхом аналізу застосовності нормативних вимог до альтернатив, що розглядаються. До множини критеріїв було віднесено такі 4 групи критеріїв (загалом 8 критеріїв): імовірнісні, детерміністичні, технічні, економічні.

3. Виконано перевірку альтернатив по відношенню до множини критеріїв прийнятності.

Для перевірки дотримання імовірнісних критеріїв прийнятності в імовірнісній моделі ВВЕР-1000/В-320 для коду SAPHIRE виконане моделювання обох альтернатив (рисунок 3).

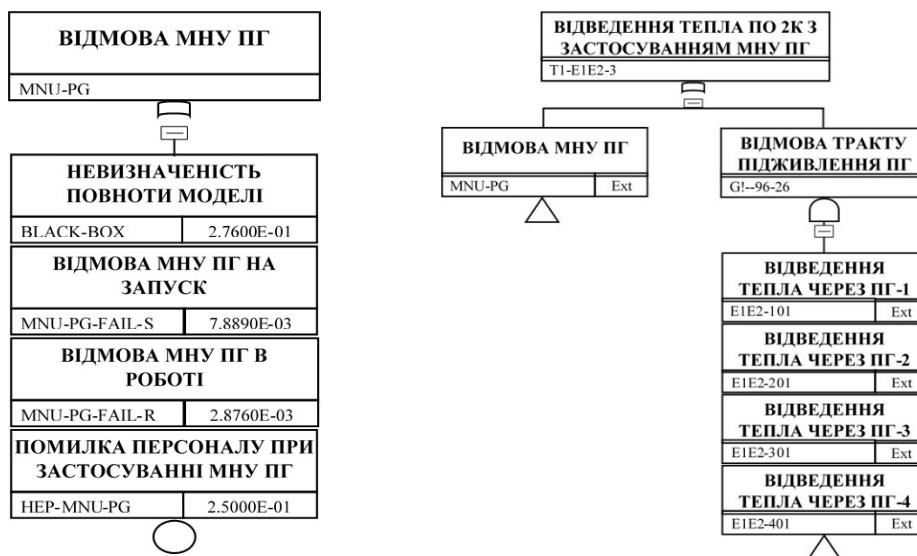


Рисунок 3 – Фрагмент дерев відмов для моделювання альтернатив (в форматі коду SAPHIRE)

Визначені такі джерела невизначеностей, методи оцінювання яких розглянуті у розділі 2 дисертаційної роботи:

– параметри надійності мобільного обладнання. Застосовано метод Байєса для оцінки параметрів надійності обладнання в умовах недостатності специфічних статистичних даних; розглянуто два типи відмов – відмова в роботі, відмова на запуск;

– імовірність помилки персоналу в умовах екстремальних впливів. Застосовано метод побудови дерева рішень, в якому враховані фактори, що можуть вплинути на імовірність помилки персоналу (рисунок 4);

| Базова імовірність відмови | Клас аварії | Доступність мобільного обладнання | Наявність зв'язку | Аварійні маршрути без перешкод | Виконання дій після зовнішніх впливів | Запас часу >100% | Імовірність | |
|----------------------------|-------------------|-----------------------------------|-------------------|--------------------------------|---------------------------------------|------------------|-------------|---------|
| 1E-01 NUREG | Проектні аварії | | | | | | 5.0E-04 | |
| | | | | | | | 1.0E-03 | |
| | | | | | | | 2.5E-03 | |
| | | | | | | | 5.0E-03 | |
| | | | | | | | 5.0E-03 | |
| | | | | | | | 1.0E-02 | |
| | | | | | | | 2.5E-02 | |
| | | | | | | | 5.0E-02 | |
| | Запроектні аварії | | | | | | | 1.0E+00 |
| | | | | | | | | 5.0E-02 |
| | | | | | | | | 1.0E-01 |
| | | | | | | | | 1.3E-01 |
| | | | | | | | | 2.5E-01 |
| | | | | | | | | 2.5E-01 |
| | | | | | | | | 5.0E-01 |
| | | | | | | | | 6.3E-01 |
| 6.3E-01 | | | | | | | | |
| 1.0E+00 | | | | | | | | |
| 1.0E+00 | | | | | | | | |

Рисунок 4 – Дерево рішень для оцінки імовірності помилки персоналу

– моделювання відмови пасивних елементів внаслідок екстремальних впливів (застосовано метод побудови моделі «чорного ящика»). Вихідні дані задані табличною функцією на основі кривих пошкоджуваності трубопроводів аварійної живильної води.

Результати розрахунків імовірнісної моделі для двох альтернатив та агреговані функції густини імовірності значень ЧПАЗ представлені на рисунку 5.

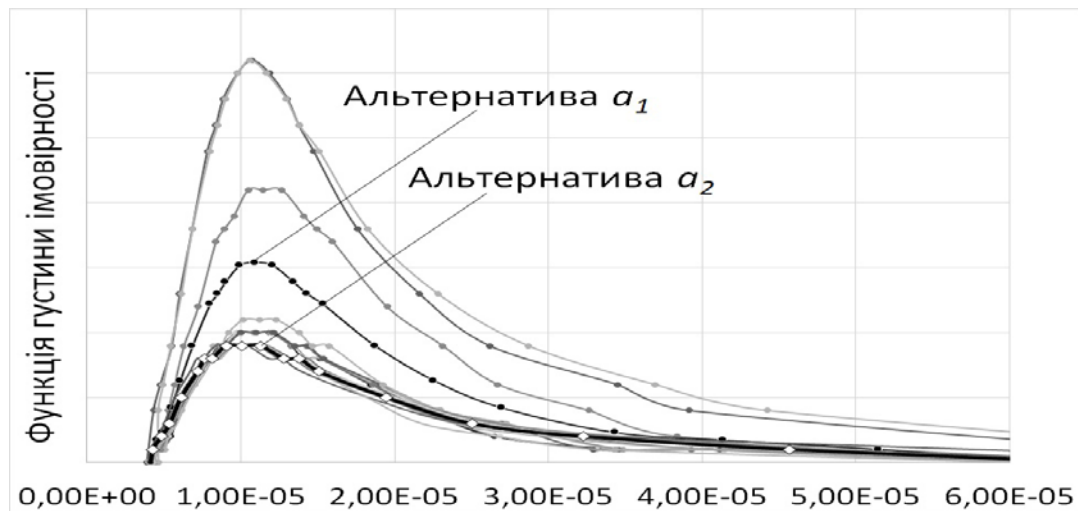


Рисунок 5 – Розрахована функція густини імовірності значень ЧПАЗ для альтернатив із урахуванням невизначеностей

Застосовано метод врахування невизначеностей при прийнятті ризик-інформованих рішень, викладений у розділі 3 дисертаційної роботи (результати представлені у таблиці 5). Основні кроки оцінки альтернатив:

1. Перевірка дотримання критеріїв безпеки для розрахованих значень ЧПАЗ та ЧГАВ альтернатив a_1 та a_2 . Обидві альтернативи відповідають критеріям безпеки, імовірність перевищення критеріїв безпеки менше 0,05 (сильна вимога).

2. Розробка матриці попарних порівнянь критеріїв прийнятності. Визначене власне число матриці і відповідний власний вектор, оцінено індекс однорідності матриці.

3. Розрахунок вагових коефіцієнтів для окремих критеріїв прийнятності та побудова адитивного суперкритерію:

$$K = 0,245K_1 + 0,228K_2 + 0,169K_3 + 0,160K_4 + 0,089K_5 + 0,060K_6 + 0,023K_7 + 0,025K_8 \quad (10)$$

4. Оцінка альтернатив по критерію Ходжа – Лемана:

$$HL(a_1) = 0.39\alpha + 0.20(1 - \alpha); \quad (11)$$

$$HL(a_2) = 0.27\alpha + 0.02(1 - \alpha).$$

5. Вибір належного рішення. На основі результатів оцінки зроблено висновок, що належним рішенням є альтернатива a_1 , яка є переважною як за мінімаксимним критерієм Вальда так і за критерієм Байеса – Лапласа.

Таблиця 5 – Узагальнені результати оцінки альтернатив

| k | Множина критеріїв прийнятності | Альтернатива a_1 | | Альтернатива a_2 | | Ваговий к-т |
|----|--|------------------------|------|------------------------|------|-------------|
| | | Нормалізовані значення | Kv | Нормалізовані значення | Kv | |
| 1. | Значення ЧПАЗ, 1/рік | 0,11 | 0,15 | 0,10 | 0,35 | 0,245 |
| 2. | Значення ЧГАВ, 1/рік | 0,55 | 0,15 | 0,40 | 0,35 | 0,228 |
| 3. | Часовий запас за детерміністичними оцінками, год | 0,50 | 0,15 | 0,17 | 0,15 | 0,169 |
| 4. | Запас до контрольних рівнів дозових навантажень, мЗв/рік | 0,09 | 0,15 | 0,14 | 0,15 | 0,160 |
| 5. | Запас по стійкості до сейсмічних впливів, (PGA 0,1g) | 1,00 | 0,15 | 1,00 | 0,15 | 0,089 |
| 6. | Обсяг напрацювання РАВ, м ³ | 0,45 | 0,15 | 0,15 | 0,15 | 0,060 |
| 7. | Відносний фінансово-економічний показник | 0,40 | 0,35 | 0,10 | 0,35 | 0,023 |
| 8. | Тривалість реалізації заходу, діб | 0,36 | 0,35 | 0,29 | 0,35 | 0,025 |

Отримані результати підтверджують правильність методів та узгоджуються із прийнятим ДП «НАЕК «Енергоатом» та погодженим Держатомрегулюванням рішенням щодо реалізації заходу КзППБ із використанням мобільної насосної установки та дизель-генератора 0,4 кВ, що відповідає альтернативі a_1 .

У **висновках** сформульовані основні результати дисертації.

У **додатках** наведені окремі результати розрахунків та акти, що підтверджують практичне використання результатів дисертаційної роботи в Держатомрегулювання, ДП «НАЕК «Енергоатом» та ВП «Запорізька АЕС».

ВИСНОВКИ

У дисертаційній роботі вирішено актуальну науково-практичну задачу математичного та комп'ютерного оцінювання невизначеностей в імовірнісних моделях технологічних систем та аварійних процесів об'єктів атомної енергетики для підвищення адекватності імовірнісного аналізу безпеки цих об'єктів та достовірності ризик-інформованих рішень, які приймаються на його основі.

Отримано такі наукові та практичні результати:

1. Визначено джерела невизначеностей в імовірнісних моделях технологічних систем та аварійних процесів об'єктів атомної енергетики, відповідні обмеження програмних засобів і методології імовірнісного аналізу безпеки, запропоновано класифікацію невизначеностей. Завдяки цьому створено методологічні засади для подальшого оцінювання невизначеностей і

підвищена інформативність імовірнісного аналізу безпеки за рахунок доповнення результатів розрахунків даними щодо їх рівня невизначеностей.

2. Розвинуто методи підготовки первинної інформації, визначено склад та структуру вихідних даних для імовірнісного моделювання, що дозволило створити підґрунтя для подальшого оцінювання невизначеностей в імовірнісних моделях технологічних систем та аварійних процесів об'єктів атомної енергетики.

3. Розроблено методи оцінювання різних класів невизначеностей у імовірнісних моделях технологічних систем та аварійних процесів об'єктів атомної енергетики, основною відмінною рисою яких є дослідження чутливості результатів розрахунків до зміни вихідних припущень за відсутності статистичних даних, що дало можливість підвищити адекватність імовірнісного аналізу безпеки цих об'єктів шляхом визначення та перегляду підходів до моделювання складових імовірнісних моделей із високим рівнем невизначеностей.

4. Вперше запропоновано метод перевірки дотримання імовірнісних критеріїв безпеки АЕС із урахуванням невизначеностей значень частоти пошкодження активної зони та частоти граничного аварійного викиду, які розраховуються за результатами імовірнісного аналізу безпеки, що підвищує достовірність висновків щодо відповідності рівня безпеки енергоблоку АЕС нормативним вимогам.

5. Розроблено базові принципи ризик-інформованого прийняття рішень та запропоновано метод врахування невизначеностей розрахованих значень показників безпеки при перевірці відповідності критеріям прийнятності, що дає можливість вибору належного технічного рішення із множини альтернатив.

6. На базі описаних методологічних принципів та методів розроблено нормативно-правовий акт НП 306.2.217-2017 «Вимоги до ризик-інформованого прийняття рішень з безпеки атомних станцій» (затверджений наказом Держатомрегулювання від 01.12.2017 № 443, зареєстрований в Міністерстві юстиції України 19.12.2017 за № 1535/31403) та МТО 110-02 «Методику виконання експертизи (технічної оцінки) матеріалів імовірнісного аналізу безпеки АЕС» (схвалена Науково-технічною радою ДНТЦ ЯРБ, протокол від 01.12.2017 №17-14).

СПИСОК ОПУБЛІКОВАНИХ ПРАЦЬ ЗА ТЕМОЮ ДИСЕРТАЦІЇ

1. Дибач О. М. Методичні основи аналізу та врахування невизначеностей імовірнісного аналізу безпеки АЕС. *Ядерна та радіаційна безпека*. 2014. № 4 (64). С. 8–16.

2. Дибач О. М. Про застосування теорії нечітких множин для оцінки невизначеностей імовірнісного аналізу безпеки АЕС. *Ядерна та радіаційна безпека*. 2015. № 1 (65). С. 16–19.

3. Дибач О. М. Врахування невизначеностей імовірнісних оцінок у разі ризик-інформованого прийняття рішень. *Ядерна та радіаційна безпека*. 2016. № 2 (70). С. 37–40.

4. Дибач О. М., Носовський А. В. Оцінка імовірності перевищення критеріїв безпеки за результатами імовірнісного аналізу безпеки. *Ядерна та радіаційна безпека*. 2015. № 4 (68). С. 9–13.

5. Dybach O., Kubicek J., Khiznyak S. Assessing the risk related to the spent fuel pool and interactions with the reactor core for WWER type reactors. *Eurosafe Forum 2013* (Cologne, 4–5 November 2013) Cologne, 2013.

6. Кухоцький О. В., Дибач О. М., Ейшмантас Т. Методологія оцінки та врахування невизначеності ймовірнісного аналізу безпеки в ризик-інформованому прийнятті рішення. *Ядерна та радіаційна безпека*. 2017. № 4 (75). С. 22–27.

7. Dybach O., Pogosyan S., Jakes M., Virolainen R., Janke R., Macsuga G., Lankin M., Husarcek M., Kouzmina I. Comparison of PSA Practices and Results. *VVER Forum. PSA WG: Final Report*. 2009.

8. Печерица А. В., Зелёный О. В., Дыбач А. М. Взаимосвязь детерминистических и вероятностных подходов при решении вопросов, связанных с безопасностью АЭС. *Ядерна та радіаційна безпека*. 2009. № 3. С. 9–14.

9. Громов Г. В., Дыбач А. М., Севбо А. Е., Гашев М. Х., Бойчук В. С. Применение риск-информированных подходов в инспекционной деятельности. *Ядерна та радіаційна безпека*. 2010. № 3 (47). С. 9–15.

10. Калько Е. В., Дыбач А. М., Севбо А. Е., Кудла Е. П. Концепция оперативного вероятностного анализа безопасности. *Ядерна та радіаційна безпека*. 2012. № 3 (55). С. 51–56.

11. Дыбач А. М. О проблеме выявления, анализа и учета неопределённостей вероятностного анализа безопасности АЭС. *Повышение безопасности и эффективности атомной энергетики: сб. докладов IV междунар. науч.-техн. конф. (г. Одесса, 30 сентября–03 октября 2014 г.)* г. Одесса, 2014. С. 94–110.

12. Дыбач А. М., Севбо А. Е., Шумаев А. Н. Вероятностная оценка аврийных сценариев, потенциально приводящих к нарушению условий хрупкой прочности металла корпуса реактора. *Повышение безопасности и эффективности АЭС: сб. докладов второй междунар. науч.-практ. конф. (г. Одесса, 5–7 октября 2010 г.)* г. Одесса, 2010. С. 121–132.

АНОТАЦІЯ

Дибач О. М. Методи оцінювання невизначеностей для підвищення адекватності імовірнісного аналізу безпеки об'єктів атомної енергетики. – На правах рукопису.

Дисертація на здобуття наукового ступеня кандидата технічних наук за спеціальністю 01.05.02 – математичне моделювання та обчислювальні методи. – Інститут проблем моделювання в енергетиці ім. Г.Є. Пухова НАН України, Київ, 2018.

Дисертаційну роботу присвячено актуальній проблемі підвищення адекватності імовірнісного аналізу безпеки об'єктів атомної енергетики

шляхом оцінювання невизначеностей імовірнісних моделей. Виконано аналіз методології імовірнісного аналізу безпеки, наявних програмних засобів і моделей, та встановлено множину обмежень щодо оцінювання невизначеностей.

Для подальшої розробки методів оцінювання, запропоновано виділити два класи невизначеностей: 1) алеаторна та 2) епістеміологічна невизначеність (невизначеність параметрів, моделювання та повноти моделі). Запропоновано методи оцінювання невизначеностей на рівні дерев подій та дерев відмов імовірнісної моделі з використанням теорії імовірностей та чисельних методів. Для оцінювання невизначеностей розроблено метод підготовки первинної інформації, що ґрунтується на деталізованих базах даних імовірнісного аналізу безпеки.

З метою інтерпретації результатів оцінювання, розроблено шкалу рівня невизначеностей на основі коефіцієнта варіації. Запропоновано метод прийняття ризик-інформованих рішень з урахуванням оцінювання невизначеностей, що об'єднав перевірку дотримання критеріїв безпеки для кожного альтернативного рішення та вибір належного рішення із множини альтернатив для сукупності критеріїв прийнятності.

Ключові слова: невизначеність, імовірнісний аналіз безпеки, адекватність, ризик-інформоване прийняття рішень, критерій безпеки.

АННОТАЦІЯ

Дыбач А. М. Методы оценивания неопределенностей для повышения адекватности вероятностного анализа безопасности объектов атомной энергетики. – На правах рукописи.

Диссертация на соискание ученой степени кандидата технических наук по специальности 01.05.02 – математическое моделирование и вычислительные методы. – Институт проблем моделирования в энергетике им. Е. Пухова НАН Украины, Киев, 2018.

Диссертационная работа посвящена актуальной проблеме повышения адекватности вероятностного анализа безопасности объектов атомной энергетики путем оценки неопределенностей вероятностных моделей. Выполнен анализ методологии вероятностного анализа безопасности, имеющихся программных средств и моделей, и определено множество ограничений в оценивании неопределенностей.

Для дальнейшей разработки методов оценивания, предложено выделить два класса неопределенностей: 1) алеаторная и 2) эпистеміологічна неопределенность (неопределенность параметров, моделирования и полноты модели). Предложены отдельные методы оценки неопределенностей на уровне деревьев событий и деревьев отказов вероятностной модели с использованием теории вероятностей и численных методов. Для оценки неопределенностей разработан метод подготовки первичной информации, основанный на детализированных базах данных вероятностного анализа безопасности.

С целью интерпретации результатов оценивания, разработана шкала уровня неопределенностей на основе коэффициента вариации. Предложенный метод принятия риск-информированных решений с учетом оценивания неопределенностей объединил проверку соблюдения критериев безопасности для каждого альтернативного решения и выбор надлежащего решения из множества альтернатив для совокупности критериев приемлемости.

Ключевые слова: неопределенность, вероятностный анализ безопасности, адекватность, риск-информированное принятие решений, критерий безопасности.

ABSTRACT

Dybach O. M. Methods for uncertainties estimation to enhance the adequacy of probabilistic safety analysis of the nuclear power facilities. – As the manuscript.

Thesis for technical sciences candidate degree by 01.05.02 specialty – mathematical modeling and computational methods. – Pukhov Institute for Modeling in Energy Engineering, National Academy of Sciences of Ukraine, Kyiv, 2018.

The thesis is devoted to the actual problem of enhancing adequacy of the probabilistic safety analysis of the nuclear power facilities by estimating the uncertainties in probabilistic models. A comprehensive analysis of the methodology of probabilistic safety analysis, available software tools and models have been carried out, and a number of limitations in estimating uncertainties has been determined.

Sources of uncertainties in probabilistic models of the technological systems and accident consequences in nuclear power facilities, corresponding limitations of software tools and methodology of probabilistic safety analysis were determined. The classification of uncertainties was proposed, this provided an opportunity to create a methodological basis for further estimating the uncertainties and raising the information content of probabilistic safety analysis by completing the calculation results with additional information on their uncertainty level.

For further development of estimation methods, it is proposed to distinguish two classes of uncertainties: 1) aleatory and 2) epistemic uncertainty (parameter uncertainty, modeling and completeness of the model). The problem of estimating uncertainties is formulated as a study of the sensitivity of the calculation results to a change in the initial assumptions in the lack of statistical data. According to the classification, separate methods for estimating uncertainties in the event trees and fault trees of the probabilistic model are proposed using probability theory and numerical methods. Methods for the input information preparation were further developed, composition and structure of the source data for probabilistic modeling were determined, which allowed creating the basis for further evaluation of uncertainties in probabilistic models.

In order to interpret the results of the estimation, a scale of the level of uncertainties based on the coefficient of variation was proposed. This allows to

determine the level of uncertainties by calculation for probabilistic values and to set it expertly for deterministic values. The proposed method of risk-informed decision making takes into account the uncertainties estimation results, combined the verification of compliance with the safety criteria for each alternative solution and the selection of an appropriate solution from the set of alternatives for a set of eligibility criteria (a modified method of pairwise comparisons using the Hodge-Lehmann criterion).

Method of checking the compliance with probabilistic NPP safety criteria taking into account uncertainties of the core damage frequency and large release frequency values, which are calculated based on the probabilistic safety analysis results, has been proposed, which enhances reliability of the findings on compliance of NPP power unit safety level with the regulatory requirements.

The effectiveness of the proposed methods is confirmed by the results of their application for solving practical tasks for Ukrainian NPPs and comparing the results of the assessment with the current operational experience.

Keywords: uncertainty, probabilistic safety analysis, adequacy, risk-informed decision-making, safety criterion.