

Державне підприємство «Державний науково-технічний центр з ядерної та радіаційної безпеки» Державної інспекції ядерного регулювання України та Національної академії наук України

Інститут проблем моделювання в енергетиці ім. Г.Є. Пухова
Національної академії наук України

Кваліфікаційна наукова праця на
правах рукопису

Дибач Олексій Михайлович

УДК 621.039.58

ДИСЕРТАЦІЯ

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

Спеціальність 01.05.02 – математичне моделювання та обчислювальні методи
Галузь знань – інформаційні технології

Подається на здобуття наукового ступеня кандидата технічних наук

Дисертація містить результати власних досліджень. Використання ідей, результатів і текстів інших авторів мають посилання на відповідне джерело

 Дибач О.М.

Науковий керівник Носовський Анатолій Володимирович, член-кореспондент
НАН України, доктор технічних наук, професор

Київ — 2018

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» (12 – «інформаційні технології»). Робота виконана у Державному підприємстві «Державний науково-технічний центр з ядерної та радіаційної безпеки» Державної інспекції ядерного регулювання України та Національної академії наук України. Захист відбудеться у спеціалізованій вченій раді Інституту проблем моделювання в енергетиці ім. Г.Є. Пухова Національної академії наук України, Київ, 2018.

Дисертаційну роботу присвячено вирішенню актуальної науково-практичної задачі 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.

За результатами огляду міжнародних стандартів і наукових публікацій, а також вивчення сучасної проблематики оцінювання невизначеностей імовірнісного аналізу безпеки об'єктів атомної енергетики були визначені наявні обмеження методології та програмних засобів з імовірнісного аналізу безпеки в частині оцінювання невизначеностей та встановлена необхідність вдосконалення вітчизняної нормативної бази з ядерної та радіаційної безпеки в частині ризик-інформованого прийняття рішень. Ґрунтуючись на результатах огляду для 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.

Розроблено процедуру оцінювання невизначеностей, що включає ідентифікацію джерел невизначеностей імовірнісної моделі та їх класифікацію, підготовку первинної інформації і вибір методу оцінювання для різних класів невизначеностей, оцінювання невизначеностей та інтерпретацію результатів.

В дисертаційному дослідженні виконано аналіз технічних елементів імовірнісного аналізу безпеки об'єктів атомної енергетики (на прикладі енергоблоку АЕС) та встановлено основні джерела невизначеностей імовірнісних моделей.

Для підготовки первинної інформації визначено склад та структуру вихідних даних, запропоновано використання баз даних імовірнісного аналізу безпеки: база даних із описом технологічних систем; база даних із надійності обладнання; база даних відмов із загальної причини; база даних із надійності персоналу; база даних із вихідних подій аварій.

Для різних класів невизначеностей запропоновані методи їх оцінювання: чисельні методи; метод Байєса, логіко-імовірнісні методи, інтервальна оцінка; побудова моделі «чорного ящика». Задачу оцінювання невизначеностей сформульовано як дослідження чутливості результатів розрахунків імовірнісної моделі до зміни вихідних припущень. Для інтерпретації результатів оцінювання невизначеностей запропоновано використання коефіцієнта варіації. Зважаючи на те, що однією із практичних сфер застосування ризик-інформованих підходів є ранжування технологічного обладнання за значущістю, на основі алгоритму швидкого сортування було розроблено метод оцінки впливу невизначеностей на ранжування.

Розроблено базові принципи ризик-інформованого прийняття рішень, які включають в себе перевірку дотримання детерміністичних та імовірнісних критеріїв прийнятності та врахування невизначеностей. Приділена увага забезпеченню технічної якості імовірнісного та детерміністичного аналізу безпеки, що є основою для ризик-інформованого прийняття рішень.

Запропоновано метод врахування невизначеностей при прийнятті ризик-

інформованих рішень на об'єктах атомної енергетики, який складається із двох структурних частин: 1) врахування невизначеностей під час перевірки дотримання нормативних критеріїв безпеки; 2) вибір належного рішення із множини альтернатив для сукупності критеріїв.

Використання методів апробовано 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, що впроваджується в рамках Комплексної (зведеної) програми підвищення рівня безпеки АЕС України, затвердженої постановою Кабінету Міністрів України від 7 грудня 2011 року № 1270.

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.

Наукове значення дисертаційної роботи полягає у отриманні наступних результатів:

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 та частоти граничного аварійного викиду, 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.

Результати дисертаційної роботи впроваджені та використовуються в Державній інспекції ядерного регулювання України, Державному підприємстві «Національна атомна енергогенеруюча компанія «Енергоатом» та Відокремленому підрозділі «Запорізька АЕС» ДП «НАЕК «Енергоатом». 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», затверджені 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).

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

ABSTRACT

O. Dybach. Methods for Uncertainties Estimation to Enhance the Adequacy of Probabilistic Safety Analysis of the Nuclear Power Facilities. - Manuscript copyright.

The thesis for the degree of a candidate of technical sciences with the specialization in 01.05.02 – “Mathematical modeling and computational methods” (12 – “Information Technologies”). The work has been carried out at the State Enterprise “State Scientific and Technical Center for Nuclear and Radiation Safety” subordinate to the State Nuclear Regulatory Inspectorate of Ukraine and the National Academy of Sciences of Ukraine. The thesis defense will be held at the specialized scientific council of the Pukhov Institute for Modeling in Energy Engineering of the National Academy of Sciences of Ukraine, Kyiv, 2018.

The thesis is devoted to solution of the challenging scientific and practical task of mathematical and computer estimation of uncertainties in probabilistic models of technological systems and emergency processes of nuclear energy facilities to increase adequacy of the probabilistic safety analysis of these facilities and reliability of risk-informed decision-making on its basis.

Based on the review results of the international standards and scientific publications, as well as the study of the current problematic issues of estimating uncertainties in the probabilistic safety analysis of the nuclear facilities, the existing limitations of the methodology and software tools for probabilistic safety analysis in terms of estimating uncertainties were identified and the need to improve the national regulatory framework on nuclear and radiation safety in the part of risk-informed decision-making. Based on the review results for the further development of evaluation methods, it is proposed to divide the uncertainty of probabilistic safety analysis into two classes: 1) aleatory and 2) epistemic. In the epistemic uncertainties class three subclasses

are identified: parameters uncertainty, modeling uncertainty, model completeness uncertainty.

An uncertainties estimation procedure has been developed, which includes identifying uncertainty sources of the probabilistic model and their classification, preparing initial information and choosing the method of evaluation for various classes of uncertainties, estimating uncertainties and interpreting the results.

The analysis of technical elements of the probabilistic safety analysis of nuclear facilities (by an NPP power unit example) was carried out and the main uncertainties sources of probabilistic models were established in the thesis.

Composition and structure of the source data for preparation of the initial information were determined, use of probabilistic safety analysis databases was proposed: database with description of process systems; database on equipment reliability; database on common cause failures; database on personnel reliability; database accidents initiating events.

For different classes of uncertainties, methods of their estimation were proposed: numerical methods; Bayesian method, logic-probabilistic methods, interval estimation; building of a "black box" model. The task of estimating uncertainties is formulated as a sensitivity study of the calculations results of the probabilistic model to the change of initial assumptions. In order to interpret results of uncertainties estimation, use of the variation coefficient is proposed. Taking into account that one of the practical areas of applying risk-informed approaches is ranking of process equipment by its significance, on the basis of the rapid sorting algorithm, a method for assessing the uncertainties impact on ranking has been developed.

The basic principles of risk-informed decision-making were developed, which include verification of compliance with deterministic and probabilistic acceptability criteria and accounting for uncertainties. The emphasis was made on ensuring technical quality of the probabilistic and deterministic security analysis, which is the basis for risk-informed decision-making.

The method of taking into account uncertainties under risk-informed decision-making at nuclear energy facilities was proposed, which consists of two structural parts:

1) taking into account uncertainties under verification of compliance with regulatory safety criteria; 2) selection of a proper solution out of variety of alternatives for aggregate of criteria.

Using of the methods has been tested on an example of a comprehensive solution of the practical task on decision-making regarding modernization of an NPP with WWER-1000/V-320 reactor facility to ensure heat removal from nuclear fuel in the core subject to the total blackout, which is being implemented in the framework of the Comprehensive (integrated) safety improvement program of Ukrainian NPPs, approved by the Cabinet Resolution of 7 December 2011, No. 1270.

Areas and perspectives of applying the research results under implementation of projects on equipment maintenance optimization based on the risk-informed NPP configuration management and equipment ranking according to its significance to prioritize oversight activities were determined.

The scientific significance of the thesis lies in obtaining the following results:

1. For the first time, sources of uncertainties in probabilistic models of the process systems and emergency processes of nuclear energy facilities, corresponding limitations of software tools and methodology of probabilistic method of safety analysis were determined, 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 data on their uncertainty level.
2. Methods for the primary 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 of the process systems and emergency processes of nuclear power facilities.
3. Estimation methods of different classes of uncertainties and their dissemination in probabilistic models of process systems and emergency processes of nuclear energy facilities have been developed, their main

distinguishing feature is sensitivity study of the calculation results to change of the input assumptions under the absence of statistical data, which made it possible to increase the adequacy of probabilistic safety analysis of these facilities by identifying and revising approaches to modeling components of probabilistic models with high uncertainty level.

4. For the first time, the method of checking the compliance with probabilistic NPP safety criteria taking into account uncertainties of the core damage frequency and large early 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 an NPP power unit safety level with the regulatory requirements.
5. The basic principles of risk-informed decision-making have been developed and the method of accounting uncertainties of the calculation values of safety indicators under verification of compliance with the acceptance criteria, which enables selecting the appropriate technical solution from variety of alternatives, has been proposed.

The thesis results have been implemented and are used in the State Nuclear Regulatory Inspectorate of Ukraine, the State Enterprise "National Nuclear Energy Generating Company "Energoatom" and the Separated Subdivision "Zaporizhzhya NPP" subordinated to the SE "NNEGC "Energoatom". The basic principles and the main provisions of the developed methods were fixed in the regulatory document NP 306.2.217-2017 "Requirements for Risk-Informed Decision-Making on NPP Safety", approved by the SNRIU Order No. 443 of 01 December 2017, registered in the Ministry of Justice of Ukraine on 19 December 2017, No. 1535/31403, as well as in the MTO 110-02 "Methodology for Expert Review (Technical Evaluation) NPP Probabilistic Safety Analysis" (approved by the SSTC NRS Scientific and Technical Council, minutes of 12 January 2017, No. 17-14).

Key-words: uncertainty, probabilistic security analysis, adequacy, risk-informed decision-making, safety criterion.

Список публікацій здобувача

Наукові роботи, в яких опубліковані основні наукові результати 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.

Автор розробив загальний алгоритм дій при перевірці відповідності критерію безпеки, запропонував математичний апарат для оцінки імовірності перевищення критеріїв безпеки для найбільш часто застосовуваних в імовірнісних моделях видів розподілів випадкових величин: нормальний, логнормальний, експоненціальний та гамма-розподіл. Розробив шкалу нормування значень імовірностей в залежності від рівня вимог до дотримання критеріїв.

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.

Автор розробив підхід до врахування взаємного впливу аварійних процесів в басейні витримки та активній зоні реактора в герметичній оболонці ВВЕР-1000/В-320 при оцінюванні ризику, а також виконав моделювання та розрахунки імовірнісного аналізу безпеки першого рівня.

6. Кухоцький О. В., Дибач О. М., Ейшмантас Т. Методологія оцінки та врахування невизначеності імовірнісного аналізу безпеки в ризик-інформованому

прийнятті рішення. *Ядерна та радіаційна безпека*. 2017. № 4 (75). С. 22–27.

Автор розробив метод оцінювання та врахування невизначеностей при ризик-інформованому прийнятті рішень з безпеки АЕС, запропонував модифіковану схему прийняття ризик - інформованого рішення із врахуванням невизначеностей, провів розрахунки з апробації методу при практичному застосуванні для вибору технічного рішення із множини альтернатив.

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. 124 p.

Автор виконав узагальнення підходів до імовірнісного моделювання вихідних подій аварій для АЕС України (на прикладі енергоблока №1 Рівненської АЕС) та їх порівняльний аналіз із відповідними даними зарубіжних АЕС (надійність обладнання, розрахунок помилок персоналу, мінімальні перетини), визначив потенційні джерела невизначеностей імовірнісного аналізу безпеки.

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.

Автор запропонував метод комбінованого використання імовірнісного та детерміністичного підходів аналізу безпеки на основі модифікації методу рекомендованого МАГАТЕ.

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.

Автор запропонував метод категоризації обладнання АЕС за значущістю, а також запропонував матрицю зв'язку між видами та цілями регулюючих інспекцій та рівнем безпеки об'єкту атомної енергетики.

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.

Автором розроблено концепцію оперативного імовірнісного аналізу безпеки

Наукові роботи, які засвідчують апробацію матеріалів дисертації:

1. Дыбач А. М., Севбо А. Е., Шумаев А. Н. Вероятностная оценка аварийных 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.

2. 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.

Автором розроблено імовірнісні моделі для оцінки частоти потенційних сценаріїв крихкого руйнування корпусу реактора АЕС з реакторною установкою ВВЕР-1000

Наукові роботи, які додатково відображають наукові результати дисертації:

1. Громов Г. В., Дибач О. М., Інюшев В. В., Носовський А. В., Шоломицький С. Е., Гашев М. Х., Миколайчук О. А. Про критерії та вимоги безпеки до нових енергоблоків АЕС у світлі уроків аварії на АЕС «Фукусіма-Даїчі». *Ядерна та радіаційна безпека*. 2013. № 1 (57). С. 7–9.

2. Кухоцкий А. В., Носовский А., Дыбач А. М. Разработка теплогидравлических моделей элементов активной зоны ядерной подкритической установки "Источник нейтронов". *Вопросы атомной науки и техники*. 2017. № 2 (108). С. 131–137.

3. Громов Г. В., Дыбач А. М., Зеленый О. В., Інюшев В. В., Носовский А. В., Шоломицький С. Э., Шугайло А-й П., Гашев М. Х., Бойчук В. С.

Результаты экспертной оценки стресс-тестов действующих энергоблоков АЭС Украины с учетом уроков аварии на АЭС «Фукусима-1» в Японии. *Ядерна та радіаційна безпека*. 2012. № 1 (53). С. 3–9.

4. Бойчук В. С., Гашев М. Х., Миколайчук О. А., Громов Г. В., Дибач О. М., Жабін О. І., Воронцов Д. В., Рижов Д. І., Інюшев В. В., Носовський А. В., Шоломицький С. Е. План дій щодо впровадження на АЕС України заходів з підвищення безпеки за результатами стрес-тестів. *Ядерна та радіаційна безпека*. 2013. № 2 (58). С. 3–7.

5. Калногуз А. М., Олійник В. В., Демідов Є. М., Клевцов О. Л., Дибач О. М. Автоматизована система контролю і управління ядерної підкритичної установки: опис системи та регулювання безпеки. *Ядерна та радіаційна безпека*. 2013. № 3 (59). С. 54–61.

6. Гашев М. Х., Громов Г. В., Дибач А. М., Інюшев В. В., Носовський А. В., Шоломицький С. Э. Вопросы целевой переоценки безопасности действующих энергоблоков АЭС Украины в свете событий на АЭС Фукусима-1 в Японии. *Ядерна та радіаційна безпека*. 2011. № 3 (51). С. 3–8.

ЗМІСТ

	С.
ПЕРЕЛІК УМОВНИХ ПОЗНАЧЕНЬ	17
ВСТУП	19
РОЗДІЛ 1 ОГЛЯД СУЧАСНОЇ ПРОБЛЕМАТИКИ ОЦІНЮВАННЯ НЕВИЗНАЧЕНОСТЕЙ ІАБ ОБ'ЄКТІВ АТОМНОЇ ЕНЕРГЕТИКИ	28
1.1 Аналіз методології імовірнісного аналізу безпеки	28
1.1.1 Сучасний стан методології ІАБ та практичне використання ІАБ	29
1.1.2 Аналіз стандартів МАГАТЕ	35
1.1.3 Аналіз референтних рівнів WENRA	36
1.1.4 Аналіз стандартів КЯР США	37
1.1.5 Аналіз наукових публікацій за тематикою оцінювання невизначеностей	39
1.2 Аналіз програмних засобів імовірнісного аналізу безпеки	40
1.3 Аналіз нормативних вимог з ядерної та радіаційної безпеки	44
1.4 Порівняльний аналіз імовірнісного моделювання вихідної події з втратою живильної води	46
1.5 Класифікація невизначеностей ІАБ	48
1.6 Висновки до розділу 1	51
РОЗДІЛ 2 МЕТОДИ ОЦІНЮВАННЯ НЕВИЗНАЧЕНОСТЕЙ ІМОВІРНІСНИХ МОДЕЛЕЙ	54
2.1 Процедура оцінювання невизначеностей імовірнісних моделей ІАБ	54
2.2 Ідентифікація джерел невизначеностей імовірнісних моделей енергоблоків АЕС з ВВЕР	54
2.3 Підготовка первинної інформації для оцінювання невизначеностей	56

	15	
2.4	Методи оцінювання невизначеностей	59
2.5	Оцінювання поширення невизначеностей в імовірнісних моделях	75
2.6	Інтерпретація результатів оцінювання невизначеностей	78
2.7	Висновки до розділу 2	82
РОЗДІЛ 3	МЕТОД ВРАХУВАННЯ НЕВИЗНАЧЕНОСТЕЙ ПРИ ПРИЙНЯТТІ РИЗИК-ІНФОРМОВАНИХ РІШЕНЬ	84
3.1	Базові принципи ризик-інформованого прийняття рішень	84
3.2	Метод врахування невизначеностей при прийнятті ризик- інформованих рішень	98
3.2.1	Врахування невизначеностей під час перевірки дотримання нормативних критеріїв безпеки	99
3.2.2	Врахування невизначеностей при виборі належного рішення із множини альтернатив	109
3.3	Висновки до розділу 3	111
РОЗДІЛ 4	АПРОБАЦІЯ ТА ПРАКТИЧНЕ ЗАСТОСУВАННЯ МЕТОДІВ ОЦІНЮВАННЯ НЕВИЗНАЧЕНОСТЕЙ	114
4.1	Застосування методів оцінювання невизначеностей при виборі належного технічного рішення для АЕС з РУ ВВЕР-1000/320 в рамках К(з)ППБ	114
4.1.1	Опис імовірнісної розрахункової моделі	114
4.1.2	Імовірнісне моделювання альтернатив та оцінювання невизначеностей	118
4.1.3	Вибір належної альтернативи	125
4.2	Застосування базових принципів ризик-інформованого прийняття рішень для оптимізації інспекційної діяльності	127
4.3	Перспективи застосування розроблених методів при реалізації Проекту оптимізації ТОіР на основі ризик – інформованого управління конфігурацією АЕС	134
4.4	Висновки до розділу 4	135

	16
ВИСНОВКИ	138
ПЕРЕЛІК ВИКОРИСТАНИХ ДЖЕРЕЛ	141
ДОДАТОК А Фрагмент вхідних даних та результатів розрахунків	154
ДОДАТОК Б Список публікацій за темою дисертації і відомості про апробацію результатів дисертації	159
ДОДАТОК В Акти про впровадження наукових результатів дисертаційної роботи	164

ПЕРЕЛІК УМОВНИХ ПОЗНАЧЕНЬ

SAPHIRE	–	Systems Analysis Programs for Hands-on Integrated Reliability Evaluations
WENRA	–	Western European Nuclear Regulators Association (Західноєвропейська асоціація ядерних регуляторів)
АЕС	–	атомна електростанція
АП	–	аварійні послідовності
БП	–	базова подія
ВВЕР	–	водо-водяний енергетичний реактор
ВО	–	відношення однорідності
ВПА	–	вихідна подія аварії
ГЕЗ	–	глибокешелонований захист
ГЄ	–	гідроємність
ГО	–	гермооб'єм
ДВ	–	дерево відмов
Держатом- регулювання	–	Державна інспекція ядерного регулювання України
ДНТЦ ЯРБ	–	Державне підприємство «Державний науково-технічний центр з ядерної та радіаційної безпеки»
ДП	–	дерево подій
ДП «НАЕК «Енергоатом»	–	Державне підприємство «Національна атомна енергогенеруюча компанія «Енергоатом»
ІАБ	–	імовірнісний аналіз безпеки
К(з)ППБ	–	Комплексна (зведена) програма підвищення рівня безпеки енергоблоків атомних електростанцій, затверджена постановою Кабінету Міністрів України від 7 грудня 2011 року № 1270

КЯР США	–	Комісія ядерного регулювання Сполучених штатів Америки
МАГАТЕ	–	Міжнародне агентство з атомної енергії
МДГ	–	мобільний дизель-генератор
МНУ	–	мобільна насосна установка
ОІАБ	–	оперативний імовірнісний аналіз безпеки
ППР	–	планово-попереджувальний ремонт
РУ	–	реакторна установка
САОЗ	–	система аварійного охолодження активної зони
САОЗ	–	система аварійного охолодження активної зони
СВБ	–	система важлива для безпеки
СОАІ	–	симптомно-орієнтована аварійна інструкція
СПЕ	–	стан пошкодження енергоблоку
ТЕ	–	технічний елемент
ТОіР	–	технічне обслуговування і ремонт
ТРБЕ	–	технологічний регламент безпечної експлуатації
ФБ	–	функція безпеки
ЧГАВ	–	частота граничного аварійного викиду
ЧПАЗ	–	частота пошкодження активної зони

ВСТУП

Обґрунтування вибору теми дослідження.

Згідно з Енергетичною стратегією України на період до 2035 року «Безпека, енергоефективність, конкуренто-спроможність», схваленою розпорядженням Кабінету Міністрів України від 18 серпня 2017 року № 605-р [1], 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 [2], [3].

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 [4], INSAG-25 [5]). Методологія імовірнісного аналізу безпеки (ІАБ) об'єктів атомної енергетики сформована і розвинена в роботах

Н. Расмусена (проект WASH-1400 [6]), Ф. Фармера, С. Каплана, Г. Апостолакиса, Ю. Швирияєва, А. Букринського, В. Бігуна, Ю. Комарова та інших вчених. Проте наявна методологія ІАБ 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 ІАБ, 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 ІАБ 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 ІАБ 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 [1]; Комплексної (зведеної) програми підвищення рівня безпеки енергоблоків атомних електростанцій (К(з)ППБ), затвердженої постановою Кабінету Міністрів України від 7 грудня 2011 року № 1270 [7]; розпорядження Кабінету Міністрів України від 18 грудня 2017 р. № 1020-р «Про схвалення Стратегії реформування системи державного нагляду (контролю)» [8]; постанови Колегії Державної інспекції ядерного регулювання України від 13.11.2001 № 9 «Про використання оцінок ризику в регулюванні безпеки ядерних установок» [9]. Тема дослідження відповідає стратегічним напрямкам 7-ї Рамкової програми Європейського союзу з досліджень і технологічного розвитку (FP7-EURATOM-FISSION) [10] та планам діяльності Європейської мережі організацій технічної безпеки (ETSON) [11].

Основні теоретичні та практичні результати були отримані у Державному підприємстві «Державний науково-технічний центр з ядерної та радіаційної безпеки» (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) [12], «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) [13], «Методика виконання експертизи (технічної оцінки) матеріалів імовірнісного аналізу безпеки енергоблоків АЕС» (держ. реєстр. № 0118U003885) [14];

– міжнародних проектів за темами: «Визначення та процедури, що застосовуються при аналізі невизначеностей при ризик-інформованому підході до прийняття рішень» (завдання 9, контракт BOA257586) [15], «Підтримка у впровадженні ризик-інформованої інспекції» (завдання 10, контракт BOA257586) [16], «Вдосконалена оцінка безпеки: розширений імовірнісний

аналіз безпеки» (ASAMPSA_E) [17];

– виконання заходу «Розробка вимог до ризик-інформованого прийняття рішень з безпеки атомних станцій» (п. 3.9 Плану нормативного регулювання Державної інспекції ядерного регулювання України (Держатомрегулювання), затвердженого наказом Держатомрегулювання від 27.06.2017 № 229) [18].

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» [19].

Мета і завдання дослідження.

Метою дослідження є підвищення адекватності ІАБ 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 ІАБ, 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 ІАБ;

– 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 ІАБ 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 (РУ) проекту з водо-водяним енергетичним реактором (ВВЕР) 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 ІАБ, запропоновано класифікацію невизначеностей. Це дало можливість створити методологічні засади для подальшого оцінювання невизначеностей і підвищення інформативності ІАБ 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 ІАБ 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 ІАБ, 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 ІАБ об'єктів атомної енергетики дозволяють підвищити адекватність імовірнісних моделей та обґрунтованість ризик-інформованих рішень.

Результати дисертаційної роботи впроваджені та використовуються в Держатомрегулювання, Державному підприємстві «Національна атомна енергогенеруюча компанія «Енергоатом» (ДП «НАЕК «Енергоатом») та Відокремленому підрозділі «Запорізька АЕС» ДП «НАЕК «Енергоатом». 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 [19], 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) [20].

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.

Особистий внесок здобувача.

Основні положення і результати дисертаційної роботи отримані автором самостійно. У публікаціях, виконаних у співавторстві, автору належать (Додаток Б):

- алгоритм перевірки дотримання критеріїв безпеки для АЕС з урахуванням невизначеностей імовірнісних розрахунків;
- встановлені взаємозв'язки під час імовірнісного моделювання одночасного перебігу аварійного процесу в активній зоні реактора та басейні витримки і перевантаження ядерного палива;
- метод оцінювання та врахування невизначеностей в процесі ризик-інформованого прийняття рішень з безпеки АЕС, модифікована схема прийняття ризик-інформованих рішень, апробаційні розрахунки з вибору належного рішення;
- порівняльний аналіз результатів імовірнісного моделювання енергоблока №1 Рівненської АЕС із іншими енергоблоками АЕС з РУ ВВЕР-440;
- методологічні принципи комбінованого використання імовірнісного та детерміністичного методів;
- метод категоризації обладнання АЕС за значущістю, матрицю зв'язку між

видами та цілями регулюючих інспекцій та рівнем безпеки об'єкта атомної енергетики;

- концепція оперативного ІАБ;
- імовірнісна модель для оцінки частоти потенційних сценаріїв крихкого руйнування корпусу реактору АЕС з РУ ВВЕР-1000.

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 рисунки. У додатках містяться акти про використання та акт про впровадження результатів дисертаційної роботи.

РОЗДІЛ 1 ОГЛЯД СУЧАСНОЇ ПРОБЛЕМАТИКИ ОЦІНЮВАННЯ НЕВИЗНАЧЕНОСТЕЙ ІАБ ОБ'ЄКТІВ АТОМНОЇ ЕНЕРГЕТИКИ

1.1 Аналіз методології імовірнісного аналізу безпеки

Методологія ІАБ із побудовою дерев відмов (ДВ) для технологічних систем вперше на практиці була застосована на початку 1960-х років в аерокосмічній промисловості США. Результати імовірнісного моделювання використовувались як доповнення до методу Аналіз видів та наслідків відмов FMEA (Failure Mode and Effects Analysis) [21].

Першим використанням методології ІАБ для АЕС є дослідження професора Н. Расмусена WASH-1400 [6], опубліковані у 1975 році в США. Загалом методологія була визнана прийнятною та перспективною, однак результати досліджень WASH-1400 були сприйняті критично, головним чином через високі невизначеності розрахунків та сумніви у адекватності імовірнісних моделей [22]. Одним із головних результатів дослідження WASH-1400 була ідентифікація домінантних аварійних сценаріїв, які відрізнялися від детерміністичних уявлень. В 1979 році на АЕС Три-Майл-Айленд сталася аварія з пошкодженням ядерного палива в активній зоні за сценарієм, ідентифікованим в дослідженні WASH-1400, як найбільш домінантним – Мала теча теплоносія 1-го контуру [23]. Зазначене дало поштовх подальшому розвитку методології ІАБ [24]. Однак проблема оцінювання та врахування невизначеностей є актуальною та невирішеною і на цей час, що підтверджується стандартами Міжнародного агентства з атомної енергії (МАГАТЕ), референтними рівнями Західноєвропейської організації регулюючих органів (WENRA), регулюючими керівництвами Комісії ядерного регулювання США (КЯР США) та численними науковими публікаціями, аналіз яких наведено далі.

1.1.1 Сучасний стан методології ІАБ та практичне використання ІАБ

Методологія ІАБ для об'єктів атомної енергетики на даний час є сформованою та детально викладена в міжнародних стандартах [25]-[28] і наукових працях [29]-[35]. Базові етапи виконання ІАБ представлені на рисунку 1.1. На рисунку 1.2 наведено структурну схему побудови імовірнісної моделі ІАБ-1.

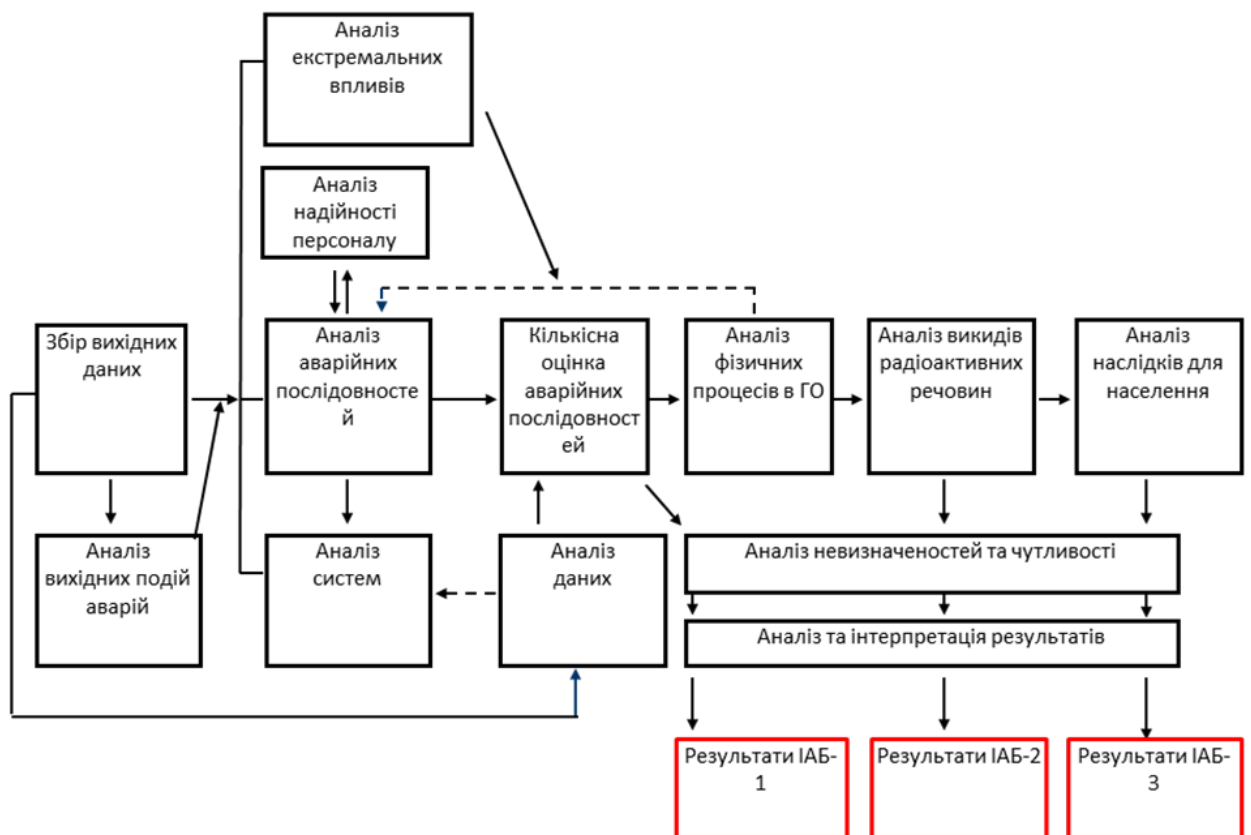


Рисунок 1.1 Основні етапи виконання ІАБ

Основні переваги методології ІАБ:

- реконструює інтегровану модель реагування об'єкта на всі можливі вихідні події аварії (ВПА) з урахуванням накладення різних комбінацій відмов обладнання та помилок персоналу;
- кількісно оцінює рівень безпеки об'єкта з метою порівняння його розрахункової величини з встановленими імовірнісними критеріями

безпеки (ЧПАЗ, ЧПАВ);

- виявляє проблемні місця проекту об'єкта на рівні:
 - ✓ окремих ВПА (тобто, перелік аварій, по відношенню до яких проект об'єкта найбільш уразливий);
 - ✓ окремих систем (і обладнання), працездатність яких визначальним чином впливає на можливість переведення об'єкта в безпечний та стабільний кінцевий стан;
 - ✓ окремих дій персоналу (як щодо підтримки необхідного стану готовності систем та обладнання, так і ключових дій щодо управління аварією з моменту її виникнення);
- виявляє важливі міжсистемні та «людино-машинні» залежності, які за певних умов можуть призвести до значної деградації закладених в проекті принципів незалежності та резервування;
- надає можливість кількісно оцінити невизначеності в отриманих результатах, які супроводжуються природою даних з надійності обладнання та персоналу, а також припущення та обмеження, прийняті розробниками ІАБ як на етапі збору та обробки вихідних даних, так і в процесі розробки імовірнісної моделі технологічних систем та аварійних процесів об'єктів атомної енергетики.

За результатами вивчення уроків аварії на АЕС Фукусіма-Даїчі (Японія, 2011 р.), проведення стрес-тестів для АЕС України, дослідницьких реакторів та сховищ зберігання відпрацьованого ядерного палива були визначені заходи із підвищення безпеки об'єктів атомної енергетики та встановлені шляхи подальшого удосконалення методології ІАБ [17], [36]-[45], що в тому числі стосуються оцінювання та врахування невизначеностей, зокрема:

- відбір переліку екстремальних впливів та оцінка їх частоти;
- оцінка взаємопов'язаних впливів;
- врахування одночасної аварії на декількох енергоблоках на майданчику АЕС;

- збільшення необхідного часу роботи систем («mission time»);
- уточнення методів оцінки надійності персоналу в умовах екстремальних впливів;
- врахування імовірності відмови кваліфікованого обладнання та ін.

В Україні методологія ІАБ набула поширення для оцінки рівня безпеки енергоблоків АЕС [4] та інших об'єктів атомної енергетики на відповідність імовірнісним критеріям безпеки, розробки та пріоритезації заходів з підвищення безпеки [7]. Розроблені науково-обґрунтовані методи практичного використання імовірнісного аналізу безпеки для підвищення безпеки та ефективності експлуатації АЕС [46]-[51], а також використання оцінок ризику при вирішенні прикладних задач управління екологічною безпекою на техногенно забруднених територіях, оцінок ризику для населення та ін. [52]-[54].

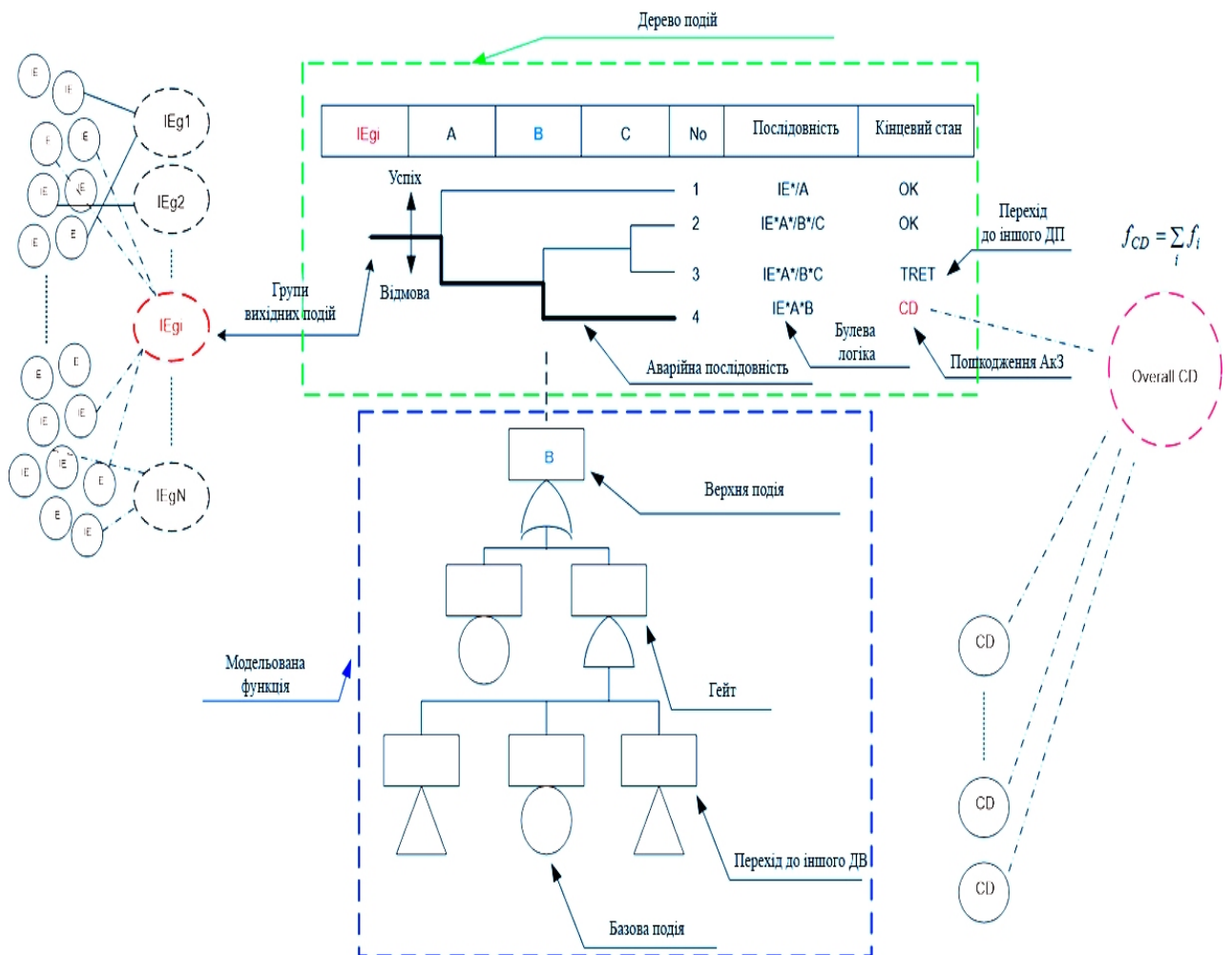


Рисунок 1.2 Структурна схема імовірнісної моделі ІАБ-1

На підставі даних звіту Робочої групи ІАБ Форуму регулюючих органів країн, які експлуатують енергоблоки АЕС з РУ з ВВЕР [55], виконана оцінка впровадження методології ІАБ в Україні станом на 2015 р. та 2017 р., що дозволяє відслідкувати розвиток процесу практичного використання ІАБ. Перелік індикаторів оцінки наведено у таблиці 1.1, результати на рисунку 1.3 (шкала оцінки від 0 до 5 в напрямку збільшення).

Таблиця 1.1

Індикатори оцінки стану впровадження методології ІАБ в практичну діяльність

№	Напрямок	Область	Індикатор
1	2	3	4
1.	Регулююча діяльність	Законодавча база	Наявність законодавчої бази для ризик-інформованого регулювання
2.		Нормативні регуляторні вимоги	Наявність нормативних документів (вимоги, рекомендації, керівництва) щодо практичного використання ІАБ при прийнятті рішень
3.		Вимоги до практичного використання ІАБ	Встановлення вимог до практичного використання ІАБ за напрямками: <ul style="list-style-type: none"> – Модифікація об'єктів атомної енергетики – Вдосконалення аварійних процедур – Вдосконалення Технологічного регламенту безпечної експлуатації (ТРБЕ) – Ризик-інформований експлуатаційний контроль (RI-ISI) – Ризик-інформоване технічне обслуговування та контроль – Оцінка експлуатаційних подій – Планування ремонтів – Диференційний підхід – Класифікація за впливом на безпеку – Управління конфігурацією обладнання
4.		Управління якістю ІАБ	<ul style="list-style-type: none"> – Встановлення вимог до якості ІАБ – Вимоги з якості при розробці моделей ІАБ. – Вимоги з якості при використанні ІАБ – Вимоги до регулярного оновлення ІАБ (Оперативний ІАБ) – Вимоги до незалежної перевірки моделей ІАБ та їх використання.

1	2	3	4
5.	Регулююча діяльність	Імовірнісні критерії безпеки	Значення ЧПАЗ та ЧГАВ
6.		Політика/заяви	Політика регулюючого органу щодо використання оцінок ризику в регулюючій діяльності
7.			Політика експлуатуючої організації щодо використання оцінок ризику в управлінні безпекою
8.	Моделі ІАБ та практичне використання	Обсяг наявних імовірнісних моделей	ІАБ-1 (номінальна потужність)
9.			ІАБ-1 (зупин та знижена потужність)
10.			ІАБ-2 (номінальна потужність)
11.			ІАБ-2 (зупин та знижена потужність)
12.		Перевірка ІАБ	Незалежна внутрішня перевірка імовірнісних моделей та програмних засобів експлуатуючою організацією
13.			Міжнародна перевірка імовірнісних моделей та програмних засобів
14.			Незалежна експертиза моделей та програмних засобів регулюючим органом
15.	Використання ІАБ ліцензіатом	Використання ІАБ ліцензіатом за напрямками: <ul style="list-style-type: none"> – Модифікації об'єктів атомної енергетики – Вдосконалення аварійних процедур – Вдосконалення ТРБЕ – Ризик-інформований експлуатаційний контроль (RI-ISI) – Ризик-інформоване технічне обслуговування та контроль – Оцінка експлуатаційних подій – Планування планово-попереджувальних ремонтів (ППР) – Диференційний підхід – Класифікація за впливом на безпеку – Управління конфігурацією обладнання – Моніторинг ризику 	

1	2	3	4
16.	Моделі ІАБ та практичне використання	Використання ІАБ регулюючим органом	Використання ІАБ регулюючим органом за напрямками: <ul style="list-style-type: none"> – Погодження змін до ТРБЕ – Оцінка експлуатаційних подій – Моніторинг ризику – Ліцензування модифікацій об'єктів атомної енергетики – Планування регуляторної наглядової діяльності – Аварійна готовність та планування – Тренування персоналу регулюючого органу
17.	Наявність досвіду	У ліцензіата	Загальне розуміння ІАБ (керівництво та персонал експлуатуючої організації)
18.	ІАБ		Достатній досвід в специфічних моделях ІАБ та їх практичного використання
19.			Програма підтримки та підвищення кваліфікації з ІАБ
20.		У регулюючому органі	Загальне розуміння ІАБ (керівництво та персонал регулюючого органу)
21.			Достатній досвід в специфічних моделях ІАБ та їх практичного використання
22.			Програма підтримки та підвищення кваліфікації з ІАБ
23.		У організації технічної підтримки	Глибокі знання ІАБ для надання послуг ліцензіату при перевірці моделей та програмних засобів
24.			Глибокі знання ІАБ для підтримки регулюючого органу при перевірці моделей та програмних засобів

Як видно із рисунку 1.3 в Україні створені передумови для впровадження методології ІАБ в практичну діяльність: розроблені імовірнісні моделі та наявний досвідчений персонал.

Стримуючими факторами є:

1. Відсутність регуляторних вимог щодо використання імовірнісних підходів в практичній діяльності. Зокрема актуальним питанням залишається відсутність базових принципів для використання оцінок ризику в практичній

діяльності.

2. Відсутність методу оцінювання невизначеностей в імовірнісних моделях ІАБ.
3. Недостатня довіра до результатів ІАБ.

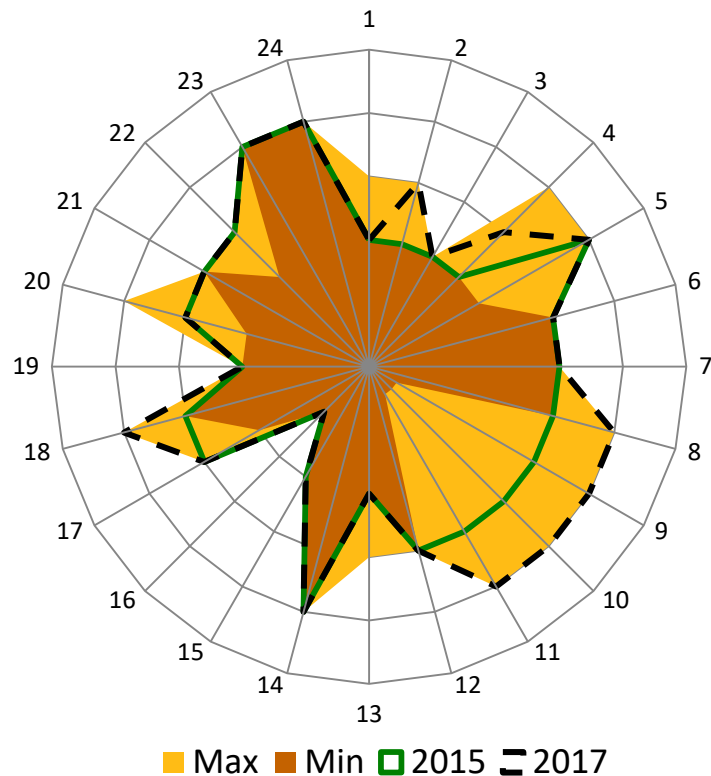


Рисунок 1.3 Стан впровадження методології ІАБ в Україні (2015 р. та 2017 р.)

1.1.2 Аналіз стандартів МАГАТЕ

В системі стандартів МАГАТЕ з безпеки представлені загальні вимоги та рекомендації щодо оцінки та врахування невизначеностей при обґрунтуванні безпеки ядерних установок, практичному використанні результатів ІАБ та прийнятті ризик-інформованих рішень.

Оцінка безпеки для ядерних установок та діяльності GSR, Part 4 [56]

Встановлена загальна вимога, що невизначеності аналізу безпеки повинні бути охарактеризовані відповідно до їх джерела, природи та значення, з використанням кількісних методів, експертних оцінок чи комбінації методів.

Невизначеності, які мають вплив на результати аналізу безпеки та прийняття рішень на основі аналізу безпеки, повинні бути розглянуті в рамках аналізу невизначеностей та чутливості.

Розробка та використання ІАБ 1-го рівня для АЕС, SSG-3 [25], Розробка та використання ІАБ 2-го рівня для АЕС, SSG-4 [26]

Рекомендована така категоризація невизначеностей ІАБ:

1. Невизначеність повноти моделі (incompleteness uncertainty).
2. Невизначеність моделювання (modelling uncertainty).
3. Невизначеність параметрів (parameter uncertainty).

В розділі щодо практичного використання ІАБ в частині перевірки дотримання критеріїв безпеки, зазначено, що необхідно приймати до уваги результати виконаних оцінок невизначеностей, що є індикатором рівня довіри до дотримання критеріїв та імовірності, з якою цей критерій може бути перевищений.

Інфраструктура для інтегрального процесу ризик-інформованого прийняття рішень, INSAG-25 [5]

Відповідно до INSAG-25, інтегральний процес ризик-інформованого прийняття рішень – систематичний процес спрямований на інтегральний розгляд основних аспектів, що мають вплив на безпеку. Метою ризик-інформованого прийняття рішень є забезпечення того, що будь-яке рішення яке впливає на безпеку АЕС є оптимізованим без невідповідного обмеження експлуатації АЕС.

Питання врахування невизначеностей має бути складовою інтегрального процесу ризик-інформованого прийняття рішень [5]. Відзначено, на необхідності врахування невизначеностей, які виникають внаслідок неповноти моделі, невизначеності пов'язані із припущеннями, граничними умовами, наявності достовірних даних тощо.

1.1.3 Аналіз референтних рівнів WENRA

Питання оцінки та врахування невизначеностей в загальному вигляді

розглядається в складі проблем безпеки Е «Проектні основи для діючих реакторів», F «Розширені проектні умови», O «Імовірнісний аналіз безпеки» [57]:

- E8.7 Аналіз безпеки повинен:...(b) надавати впевненість щодо невизначеності та їх вплив буди належним чином враховані;
- F3.1 Аналіз розширених проектних умов повинен:... (b) дозволяти виконання перевірки, приділяючи особливу увагу аспектам в яких застосовується експертні припущення та враховувати невизначеності та їх вплив;
- O1.3 ІАБ 1-го та 2-го рівня повинен включати аналіз невизначеності.

1.1.4 Аналіз стандартів КЯР США

В політичній заяві КЯР США у 1995 році щодо використання ІАБ [58] відзначено, що «врахування невизначеностей ІАБ є важливою проблемою при прийнятті рішень». В регулюючих керівництвах [59]-[63] та стандарті ASME/ANS щодо якості ІАБ [27] вказано на необхідності ідентифікації та оцінки невизначеностей як складової ІАБ. Разом з тим, зазначені документи не містять математичних методів щодо оцінювання невизначеностей та їх врахування при ризик-інформованому прийнятті рішень.

Приймаючи до уваги розширення області використання ІАБ в регулюючій діяльності КЯР США у 2000 році розпочаті роботи щодо розробки практичних підходів до оцінки та врахування невизначеностей ІАБ при прийнятті рішень. Розроблені підходи представлені в документі NUREG-1855 [64]. В доповнення до NUREG-1855, Інститутом досліджень в енергетиці (EPRI) розроблена серія керівництв щодо оцінки невизначеностей [65]-[69]. Взаємозв'язок між документами КЯР США та EPRI в частині оцінки та врахування невизначеностей ІАБ представлений на рисунку 1.4.



Рисунок 1.4 Взаємозв'язок між документами КЯР США та EPRI в частині оцінки та врахування невизначеностей ІАБ

В Глосарії термінів в підтримку ризик-інформованого прийняття рішень КЯР США [70] представлені наступні визначення:

- «Невизначеність ІАБ – неточність в оцінці через випадковість даних або нестачу знань»;
- «Оцінювання невизначеностей ІАБ – процес для визначення рівня неточності в результатах ІАБ і його параметрів».

У публікації [64] запропоновано «інтегральний ризик-інформований підхід прийняття рішень», в якому значну увагу приділено врахуванню невизначеностей ІАБ. Ілюстрація взаємозв'язку між трьома складовими: імовірність – наслідки – невизначеність наведена на рисунку 1.5. Аварійні послідовності з високою імовірністю та високим ризиком повинні бути виключені проектними рішеннями чи компенсуючими заходами. Аналіз невизначеностей виконується, якщо

дотримується умова щодо неперевищення ризику критеріїв безпеки, в іншому випадку детальний аналіз невизначеностей не є обов'язковим [69].

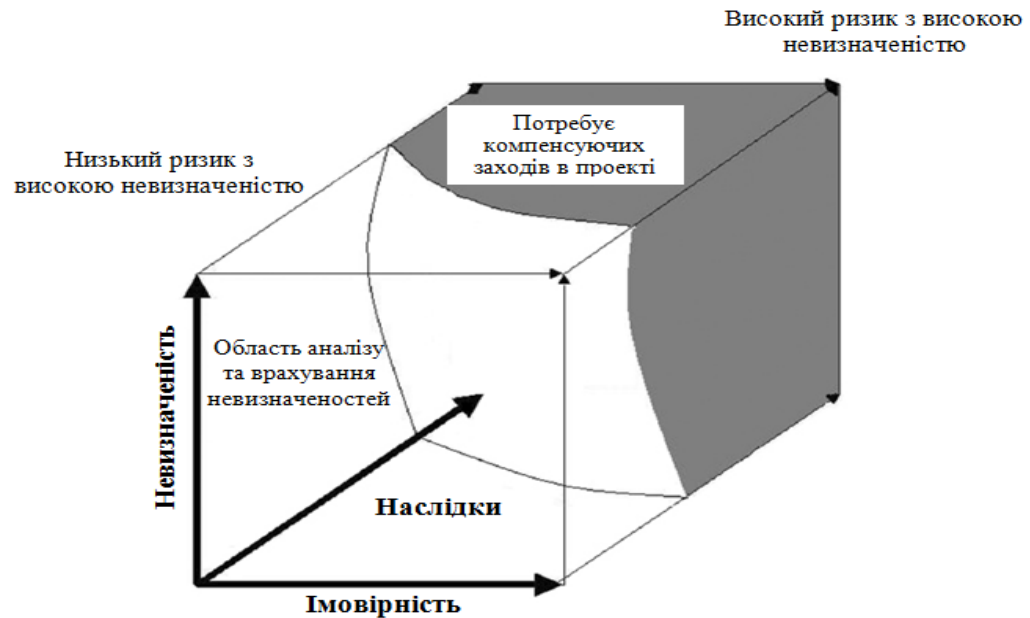


Рисунок 1.5 Взаємозв'язок між імовірністю, наслідками і невизначеністю

1.1.5 Аналіз наукових публікацій за тематикою оцінювання невизначеностей

Проблема оцінювання невизначеностей була та залишається однією із ключових для обговорення на спеціалізованих міжнародних наукових конференціях з ІАБ:

- Імовірнісна оцінка безпеки та управління (Probabilistic safety assessment and management, PSAM), що проводиться Міжнародною Асоціацією з Імовірнісної оцінки безпеки та управління;
- Імовірнісна оцінка та аналіз безпеки (International Topical Meeting on Probabilistic Safety Assessment and Analysis, PSA), що проводиться Американським Ядерним Співтовариством.

Тематика ІАБ та оцінювання невизначеностей також не залишається поза увагою на міжнародних наукових конференціях в сфері атомної енергетики, що проходять в Україні, зокрема на Міжнародній науково-технічній конференції

«Підвищення безпеки та ефективності атомної енергетики» (м. Одеса, Україна).

В складі дисертаційного дослідження виконано аналіз матеріалів конференцій PSAM/PSA за останні роки, а також розглянуто інші наукові публікації та звіти за тематикою оцінювання невизначеностей ІАБ (результати аналізу представлені в звіті [70]).

За результатами аналізу можливо відзначити наступне:

- в якості перспективних математичних теорій для оцінювання невизначеностей ІАБ вбачаються: теорія імовірностей; теорія можливостей; теорія нечітких множин; інтервальний аналіз [72]-[77];
- розглядається питання розділення алеаторної та епістеміологічної невизначеностей з використанням чисельних методів (двофазний метод Монте-Карло), однак консенсусу щодо доцільності розділення невизначеностей не досягнуто [78];
- актуальним є питання розробки методів поширення невизначеностей в імовірнісних моделях [83-85];
- окремі дослідження направлені на встановлення коефіцієнтів кореляції між вхідними параметрами та вихідною величиною. Наприклад, дослідницьким центром Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS, Німеччина) проводяться дослідження із використанням розрахункового коду SUSANA для оцінки невизначеностей теплогідравлічних моделей [79]-[82];
- в міжнародних публікаціях наголошується на важливості ідентифікації джерел невизначеностей ІАБ та їх врахуванню при прийнятті рішень [72].

1.2 Аналіз програмних засобів імовірнісного аналізу безпеки

Стримуючим фактором для широкого практичного використання методології імовірнісного моделювання безпеки складних технологічних систем є значні ресурси на розробку розрахункових моделей без використання

програмних засобів [30]. Це обумовлено наступним:

- велика кількість елементів систем (базових елементів);
- експоненціальна залежність розмірності моделей від числа елементів;
- висока структурна складність реальних систем, обмеженість типових фрагментів для декомпозиції систем;
- динамічність процесу моделювання.

Єдиним рішенням проблеми розмірності моделей та оптимізації ресурсів на розробку моделей є автоматизована технологія імовірнісного моделювання. В загальному вигляді автоматизація моделювання передбачає:

- повну формалізацію та практичну реалізацію способів комп'ютерного представлення структурних схем систем та критеріїв їх функціонування;
- використання алгоритмів та програмної реалізації всіх процесів перетворення структурних схем та критеріїв у відповідні розрахункові математичні моделі систем.

В Україні найбільшого поширення отримало наступне програмне забезпечення для виконання ІАБ:

- RiskSpectrum (Lloyds Register Consulting, Швеція);
- SAPHIRE (Idaho National Laboratory, США);
- @RISK (Palisade Corporation, США).

Програмне забезпечення RiskSpectrum

RiskSpectrum - це сучасне програмне забезпечення для аналізу надійності та безпеки складних технологічних систем. RiskSpectrum призначене для оцінки ризиків із використанням ДВ і дерев подій (ДП) та використовується на більш ніж 50% АЕС у світі [86]. Остання версія RiskSpectrum PSA v.1.3.2 [87].

RiskSpectrum має ергономічний інтерфейс при моделюванні аварійних послідовностей для оцінки повного спектру вихідних подій та їх впливу на безпеку енергоблока, починаючи від базових ДВ до розширених ДВ, інтеграції ДП у зв'язуючі ДП, з урахуванням граничних умов та відмов із загальних причин [88].

Програмне забезпечення RiskSpectrum складається з окремих модулів FMEA, RiskSpectrum PSA, R-DAT.

Програмне забезпечення SAPHIRE

SAPHIRE - це інтегрований програмний інструмент для ІАБ, який дає користувачеві можливість створювати і аналізувати ДВ і ДП [90]. Остання версія SAPHIRE v.8.1.7.

SAPHIRE 8 має наступні основні складові [91], [92]:

- графічний і текстовий редактор для побудови ДВ і ДП;
- генерація мінімальних перетинів і їх кількісна оцінка;
- модулі аналізу значимості і невизначеностей;
- правила відновлення і аналіз кінцевих станів;
- можливості для аналізу відмови із загальних причин.

Програмне забезпечення @RISK

@RISK – призначений для оцінки ризиків за допомогою методу Монте – Карло з можливістю відображення результатів в електронній таблиці Microsoft Excel [93]-[95].

При використанні цього програмного засобу необхідно вибрати відповідний тип функції розподілу імовірностей величини для оцінювання невідомих значень параметрів. Такий вибір здійснюється на основі досвіду експерта або статистичних даних. Крім цього, можливе використання конкретних функцій з 35 можливих. Зокрема, нормального, логнормального, рівномірного, трикутного та дискретного законів розподілу. У разі вибору дискретного розподілу, експертом визначаються його значення та імовірність їх отримання [96].

За допомогою @RISK методом моделювання Монте – Карло визначаються кількісні оцінки ризику в інтервальних шкалах, що ускладнює їх порівняння між собою. При цьому слід відзначити перспективність застосування даного програмного засобу для вирішення локальних задач за можливості обґрунтування вибору виду функції розподілу імовірностей параметрів.

В таблиці 1.2 представлено узагальнюючі результати порівняльного аналізу

програмних засобів ІАБ.

Таблиця 1.2

Результати порівняльного аналізу програмних засобів ІАБ

Програмний засіб	Використання на енергоблоках АЕС України* (к-сть енергоблоків)	Вбудовані можливості для аналізу невизначеностей	Кількість типів функцій розподілу імовірностей
RiskSpectrum	5	Метод Монте-Карло, Метод Латинського гіперкубу	8
SAPHIRE	10	Метод Монте-Карло	13
@RISK	-	Метод Монте-Карло, в тому числі двофазний	35

Примітка. * – Інформація представлена станом на 01.01.2018 р. Слід враховувати, що планується конвертація імовірнісних моделей енергоблоку №2 Запорізької АЕС із програмного засобу SAPHIRE в програмний засіб RiskSpectrum в рамках реалізації «Проекту оптимізації технічного обслуговування та ремонтів систем, важливих для безпеки, на основі ризик-інформованого управління конфігурацією АЕС на пілотному енергоблоці №2 ВП ЗАЕС».

Ідентифіковані наступні загальні обмеження наявних програмних засобів:

- відсутні вбудовані можливості для оцінювання епістеміологічних невизначеностей в структурі ДП та ДВ;
- структурні схеми технологічних систем та аварійних послідовностей відображають тільки монотонні процеси;
- складність верифікації та валідації розрахункових моделей в програмному засобі.

Для проведення дисертаційного дослідження обрано програмний засіб ІАБ SAPHIRE, який має найбільше поширення в Україні, є верифікованим та

валідованим, а також для якого автором накопичено значний досвід його використання для розробки імовірнісних моделей та проведення практичних розрахунків. В якості додаткового інструменту для статистичних обчислень, аналізу та зображення даних в графічному вигляді обрано програмне середовище R [97], [98].

1.3 Аналіз нормативних вимог з ядерної та радіаційної безпеки

Національна нормативна база з ядерної та радіаційної безпеки для об'єктів атомної енергетики сформована за ієрархічним принципом. 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 [2], [3]. Базові регуляторні вимоги встановлені у нормативно-правових актах «Загальні положення безпеки...» з урахуванням специфіки ядерних установок [4], [99]-[103].

У 2001 році Колегією Держатомрегулювання прийнято політичне рішення про використання оцінок ризику в регулюючій діяльності та експлуатації в якості доповнення та в комбінації із детерміністичними оцінками [9].

В НП 306.2.141-2008 [4] зазначене рішення Колегії Держатомрегулювання було розвинуто та нормативно закріплено, а також визначено термін «Імовірнісний аналіз безпеки». В п.4.1.1 [4] встановлені імовірнісні критерії безпеки для діючих енергоблоків та енергоблоків АЕС, що проектуються, в термінах – ЧПАЗ та ЧГАВ.

Відповідно до п.6.4.3 [4] методологія аналізів безпеки базується як на детерміністичних, так і на імовірнісних підходах. Програмні засоби, які використовуються при проведенні таких аналізів, повинні бути верифіковані і валідовані, а методологія аналізів безпеки удосконалюється на основі новітніх науково-технічних даних.

Слід зазначити, що в НП 306.2.141-2008 [4] використано термін «ризик-орієнтований підхід», який на даний час не відповідає сучасним міжнародним стандартам (наприклад [5]) та не зовсім точно характеризує принципи даного методу щодо врахування (а не орієнтування) на оцінки ризику при прийнятті рішень.

В НП 306.2.162-2010 [104] вперше в нормативній базі України введено базові терміни методології ІАБ та прийняття рішень з урахуванням оцінок ризику (уточнено термін «ризик-орієнтований підхід»):

- ризик-математично виражене сподівання негативних наслідків від діяльності, що проваджується;
- ризик-інформоване прийняття рішень – прийняття рішень з безпеки АЕС з урахуванням оцінок ризику в доповнення до детерміністичних оцінок безпеки та досвіду експлуатації.

Відповідно до п. 4.22 [104] необхідно забезпечити високу технічну якість ІАБ, що полягає у підтвердженні того, що аналіз безпеки АЕС виконано технічно коректно, з використанням загальноприйнятих апробованих методів аналізу, моделювання і розрахунків.

На наступному нижчому рівні ієрархічної піраміди знаходяться галузеві нормативні документи та внутрішні стандарти підприємств галузі, що містять вимоги до структури та складу звітних матеріалів з ІАБ [105]-[108], що розроблені у середині 1990-х років та потребують актуалізації для врахування набутого досвіду виконання ІАБ та сучасних міжнародних підходів.

Необхідно акцентувати увагу, що нормативна база України в частині ІАБ встановлює тільки загальні критерії безпеки (у вигляді точкових середніх значень). Не встановлені принципи та критерії прийняття ризик-інформованих рішень, не приділена належна увага оцінюванню невизначеностей та адекватності ІАБ і імовірнісних моделей, що є інструментами та основою для прийняття рішень.

З огляду на розширення практичного використання методології ІАБ в регулюючій діяльності та експлуатації об'єктів атомної енергетики зазначене

розглядається як вагома прогалина у нормативній базі України з ядерної та радіаційної безпеки.

Для заповнення зазначеної прогалини автором ініціативно було запропоновано та схвалено Комісією із нормативного регулювання Держатомрегулювання включення до Плану нормативного регулювання Держатомрегулювання заходу «Розробка вимог до ризик-інформованого прийняття рішень з безпеки атомних станцій» [18].

1.4 Порівняльний аналіз імовірнісного моделювання вихідної події з втратою живильної води

На основі даних міжнародного бенчмарку з ІАБ енергоблоків АЕС, проведеного в рамках Форуму регулюючих органів ВВЕР (WWER Forum) [37], виконано порівняльний аналіз моделювання події із втратою живильної води для енергоблока №1 Рівненської АЕС (РУ ВВЕР-440) та енергоблоків цього ж проекту, які експлуатуються закордоном (Фінляндія, Чехія, Словаччина, Угорщина та ін.).

Результати порівняльного аналізу наведено в таблиці 1.3. Дані в таблиці 1.3 свідчать про значні розбіжності результатів ІАБ. Наприклад, значення умовної імовірності пошкодження активної зони в ІАБ енергоблока № 1 Рівненської АЕС і енергоблока № 1 АЕС «Моховце» відрізняються на чотири порядки, а значення ЧПАЗ для енергоблока № 1 Рівненської АЕС і енергоблока № 4 Кольської АЕС – на три порядки. Різницю в результатах можна пояснити об'єктивними причинами: специфічними особливостями проектів енергоблоків на різних майданчиках, переліком реалізованих заходів з підвищення безпеки, різним досвідом експлуатації. Проте основною причиною все ж є різні вихідні дані та припущення моделювання ВПА, прийняті розробниками ІАБ, наприклад:

1) під час розрахунку частоти ВПА з втратою живильної води в різних ІАБ враховувався різний набір подій. Так, в ІАБ АЕС «Пакш» консервативно враховані події з відмовою одного живильного насоса, що призвело до

максимального значення частоти ВПА серед усіх ІАБ; в ІАБ енергоблока № 1 Рівненської АЕС, на відміну від ІАБ для інших АЕС, враховувалися тільки події, пов'язані з розривом трубопроводів живильної води; відмови живильних насосів під час перехідних процесів не розглядалися;

2) в ІАБ АЕС «Моховце» надано високий кредит довіри до дій персоналу щодо тепловідведення по другому контуру (зокрема з використання мобільних установок), що призвело до найнижчого значення умовної імовірності пошкодження активної зони серед усіх ІАБ;

3) в ІАБ АЕС «Метсамор», «Дуковани», «Пакш» і «Моховце» в ДП змодельована процедура «скидання-підживлення» по першому контуру. Як наслідок, умовна імовірність пошкодження активної зони отримана нижче, ніж для ІАБ, в яких можливість відведення тепла по першому контуру консервативно було проігноровано.

Таблиця 1.3

Результати порівняльного аналізу

Параметр	Група ВПА	Метсамор (Вірменія)	Ловіза (Фінляндія)	Дуковани (Чехія)	Пакш (Угорщина)	Кольська (РФ)	Моховце (Словаччина)	Рівненська (Україна)
1	2	3	4	5	6	7	8	9
Частота ВПА	Перехідні процеси	9.22E-02	1.20E-01	1.76E-02	1.53E-01	1.38E-05	9.20E-02	--
	Течі	4.84E-03	1.48E-03	4.93E-03	7.74E-03	--	3.00E-03	2.53E-03
	Загалом	9.70E-02	1.21E-01	2.25E-02	1.61E-01	1.38E-05	9.50E-02	2.53E-03
ЧПАЗ	Перехідні процеси	н/д	6.46E-07	7.29E-09	2.58E-07	3.41E-10	1.12E-08	--
	Течі	н/д	1.14E-06	1.64E-07	2.70E-07	--	3.41E-09	3.21E-06
	Загалом	1.82E-07	1.79E-06	1.71E-07	5.28E-07	3.41E-10	1.46E-08	3.21E-06
УПАЗ	Перехідні процеси	н/д	5.83E-06	4.14E-07	1.69E-06	2.47E-05	1.22E-07	--
	Течі	н/д	7.69E-04	3.33E-05	3.49E-05	--	1.14E-06	1.27E-03
	Загалом	1.88E-06	1.47E-05	7.60E-06	3.28E-06	2.47E-05	1.54E-07	1.27E-03

1	2	3	4	5	6	7	8	9
УПАЗ	Перехідні процеси	н/д	5.83E-06	4.14E-07	1.69E-06	2.47E-05	1.22E-07	--
	Течі	н/д	7.69E-04	3.33E-05	3.49E-05	--	1.14E-06	1.27E-03
	Загалом	1.88E-06	1.47E-05	7.60E-06	3.28E-06	2.47E-05	1.54E-07	1.27E-03

За результатами проведеного аналізу виявлено вагомні 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.

1.5 Класифікація невизначеностей ІАБ

Грунтуючись на результатах аналізу міжнародного досвіду, наведених у цьому розділі (п.1.1÷1.4), для опису проблеми і подальшої розробки методів оцінювання пропонується розділити невизначеності ІАБ на два класи 1) алеаторна («aleatory») та 2) епістеміологічна («epistemic»).

Алеаторна невизначеність є сутністю випадкових імовірнісних процесів («стохастична», «випадкова», «незнижувана» невизначеність).

Епістемологічна невизначеність є наслідком недостатності знань і відображає ступінь впевненості розробника ІАБ в адекватності моделі («невизначеність знань», «суб'єктивна», «знижувана» невизначеність).

Графічно два класи невизначеностей зображено на рисунках 1.6 та 1.7 на прикладі функції розподілу густини імовірності та кумулятивної функції розподілу імовірності для параметра моделі ІАБ.

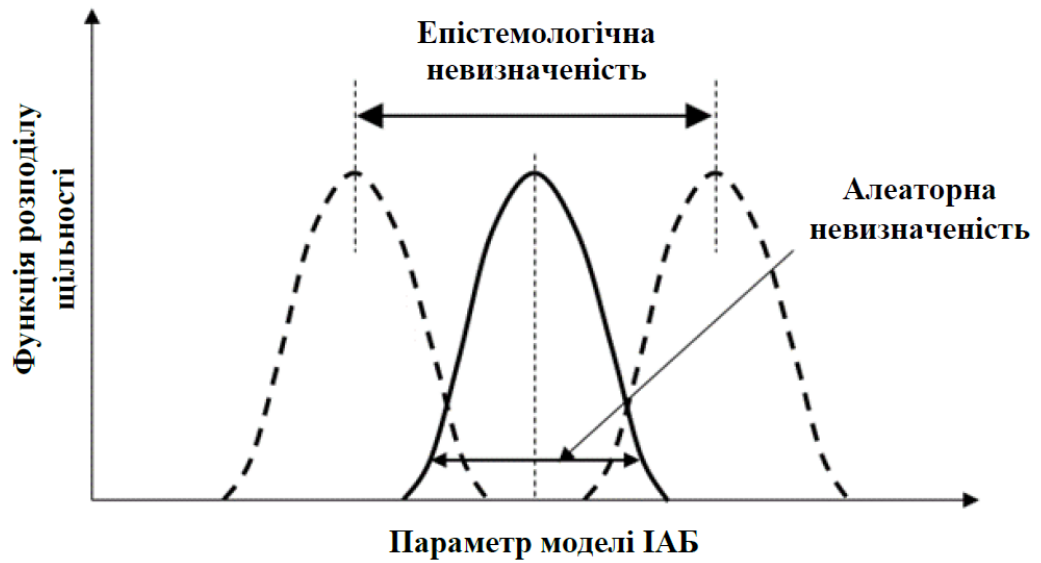


Рисунок 1.6 Функції розподілу густини імовірності

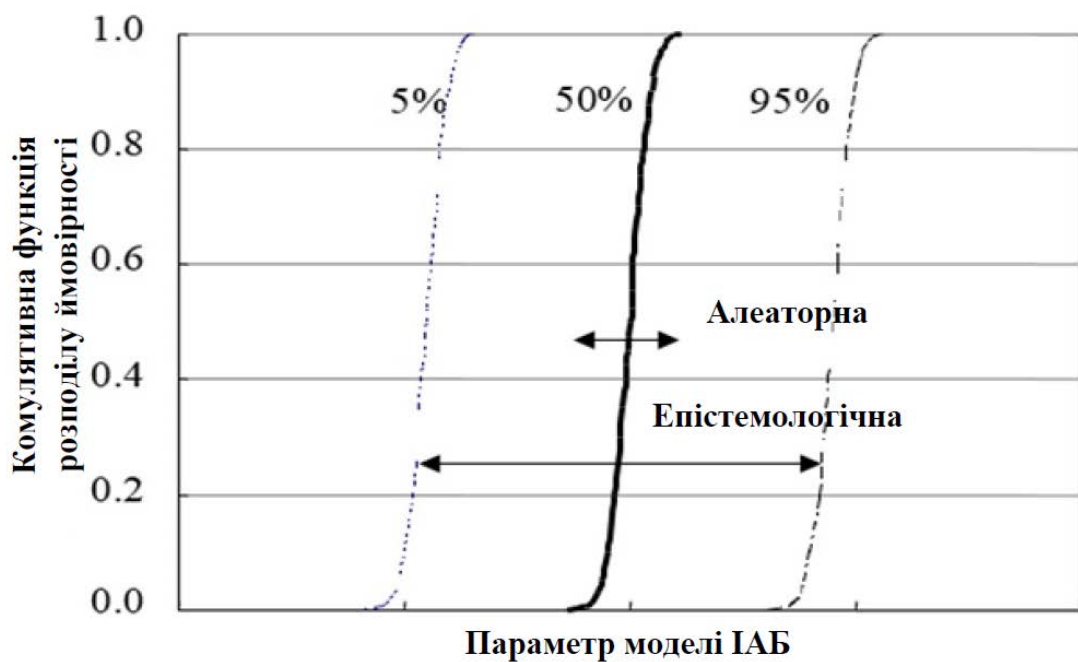


Рисунок 1.7 Кумулятивна функція розподілу ймовірності

У класі епістеміологічної невизначеності пропонується виділити три групи:

1. Невизначеність параметрів;
2. Невизначеність моделювання;
3. Невизначеність повноти моделі.

Невизначеність параметрів – невизначеність у розрахунках значень

частоти ВПА, імовірності відмови компонентів і помилок дій персоналу, які використовуються в імовірнісній моделі.

Невизначеність моделювання – невизначеність у припущеннях, прийнятих в процесі розроблення моделі та виконання імовірнісних оцінок, для яких відсутній обґрунтований і загальноприйнятий підхід та відомо, що вони впливають на результати оцінок (наприклад, зміна критеріїв успіху, розгляд нових ВПА). Невизначеність моделювання виникає у разі нестачі знань про об'єкт моделювання із таких причин:

- феномени, які моделюються, недостатньо вивчені (наприклад, робота пасивних систем в нових проектах);
- феномени, для яких є дані для умов, що відрізняються від умов моделювання в імовірнісній моделі (наприклад, розмір течії через ущільнення головного циркуляційного насоса при різних тисках в першому контурі);
- недостатньо вивчені відмови елементів (наприклад, відмови в системах управління, помилкове спрацьовування елементів).

Невизначеність повноти моделі – невизначеність в деталізації та повноті імовірнісної моделі. До особливостей невизначеностей повноти моделі належать те, що аспекти, які вона зачіпає, не відображені в моделі (зокрема ті аспекти, які були або залишаються невідомими до розробки імовірнісної моделі). Невизначеність повноти моделі може виникати з таких причин:

- у складі ІАБ не розглянуті окремі класи ВПА, екстремальних впливів або режими експлуатації;
- деякі аспекти свідомо не враховані, тому що не розроблені відповідні методи аналізу, що є потенційним обмеженням виконаних оцінок (наприклад, врахування старіння або вплив організаційних факторів);
- феномени або механізми відмов упущені внаслідок того, що їх вплив не було ідентифіковано або оцінено дуже незначним.

Запропонована класифікація невизначеностей ІАБ представлена у

таблиці 1.4

Таблиця 1.4

Класи невизначеностей ІАБ

Алеаторна (незнижувана)	Епістеміологічна (знижувана)		
	Невизначеність параметрів	Невизначеність моделювання	Невизначеність повноти моделі
Стохастична природа імовірнісних процесів	Недостатність специфічних вихідних даних	Недостатність знань про аварійні феномени	Неврахування вихідних подій та станів об'єкту
	Відсутність статистичних даних щодо рідких вихідних подій	Припущення прийняті при моделюванні	Обмеженість ресурсів, відсів малозначущих подій
	Залежні відмови та відмови із загальних причин	Спрощення та узагальнення при розробці моделі	Невідомі аварійні феномени

1.6 Висновки до розділу 1

На підставі огляду літератури та аналізу сучасної проблематики оцінювання невизначеностей ІАБ об'єктів атомної енергетики, що представлені у цьому розділі, можна зробити наступні висновки:

- методологія ІАБ є апробованою та широко застосовується в міжнародній практиці для оцінки безпеки об'єктів атомної енергетики в доповнення до детерміністичних оцінок;
- результати ІАБ використовуються для перевірки відповідності рівня безпеки об'єктів атомної енергетики критеріям безпеки, а також на практиці для оптимізації експлуатації та регуляторної діяльності;
- в міжнародних стандартах наголошується на важливості оцінювання невизначеностей ІАБ та необхідності врахування результатів оцінювання при прийнятті ризик-інформованих рішень;
- в якості перспективної математичної теорії для оцінювання

невизначеностей ІАБ можливо виділити теорію імовірностей, теорію можливостей, теорію нечітких множин, інтервальний аналіз;

- для розробки імовірнісних моделей технологічних систем та аварійних процесів об'єктів атомної енергетики використовується програмне забезпечення, найбільш поширеним є RiskSpectrum, SAPHIRE, @RISK;
- дані міжнародного бенчмарку з ІАБ енергоблоків АЕС свідчать про вагомій відмінності при розробці імовірнісних моделей, які призводять до значного розкиду результатів розрахунків;
- національні нормативні документи обмежені лише загальними вимогами щодо ІАБ та ризик-інформованого прийняття рішень.

В той же час ідентифіковано наступні недоліки методології та поточної практики в атомній галузі України щодо оцінювання невизначеностей ІАБ:

- відсутня класифікація невизначеностей ІАБ, 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 ДВ та ДП 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. Розв'язання поставленої задачі наведено у наступних розділах цієї роботи.

РОЗДІЛ 2 МЕТОДИ ОЦІНЮВАННЯ НЕВИЗНАЧЕНОСТЕЙ ІМОВІРНІСНИХ МОДЕЛЕЙ

2.1 Процедура оцінювання невизначеностей імовірнісних моделей ІАБ

Розроблення процедури оцінювання невизначеностей вимірювань є обов'язковим згідно з ДСТУ ISO/IEC 17025:2017 [109]. Зазначеним стандартом передбачається, що під час оцінювання невизначеностей вимірювання всі складові невизначеностей, що є істотними, повинні бути прийняті до уваги за допомогою відповідних методів оцінювання. Як зазначалося у розділі 1 в чинних національних нормативних документах ІАБ не встановлена процедура оцінювання невизначеностей ІАБ.

В рамках цього дисертаційного дослідження розроблена процедура оцінювання невизначеностей ІАБ, що складається із наступних етапів:

1. Ідентифікація джерел невизначеностей імовірнісної моделі та їх класифікація.
2. Підготовка первинної інформації і вибір методу оцінювання невизначеностей.
3. Оцінювання поширення невизначеностей в імовірнісній моделі, інтерпретація результатів.

Методичні підходи та методи реалізації визначених етапів оцінювання невизначеностей наведені далі.

2.2 Ідентифікація джерел невизначеностей імовірнісних моделей енергоблоків АЕС з ВВЕР

Ідентифікація джерел невизначеностей імовірнісних моделей є початковим етапом процедури оцінювання невизначеностей. Для ідентифікації джерел невизначеностей виконано комплексний аналіз технічних елементів ІАБ [115] для енергоблоків АЕС України (РУ ВВЕР-440/1000) та визначено основні джерела невизначеностей імовірнісних моделей (таблиця 2.1) [116],[117].

Джерела невизначеностей імовірнісних моделей

Технічний елемент	Складові технічного елемента	Джерело невизначеностей
1	2	3
ВПА	Ідентифікація ВПА	Врахування рідких ВПА. Вплив початкової конфігурації енергоблоку. Зміна експлуатаційної практики.
	Групування ВПА	Скринінг та відсів ВПА. Вибір представницьких ВПА.
	Розрахунок частот ВПА	Застосовність узагальнених даних. Достовірність попереднього експлуатаційного досвіду. Врахування старіння.
Дані з надійності обладнання	Розрахунок параметрів базових подій (БП)	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	Врахування відновних процесів. Кредит довіри до дій персоналу, не передбачених інструкціями. Врахування часткових відмов. Інтерпретація інструкцій.
	Залежності аварійних послідовностей	Функціональні залежності. Часовозалежні відмови від умов зовнішнього середовища. Часовозалежні критерії успіху.
Критерії успіху	Розрахунок критеріїв успіху	Невизначеності моделей (теплогідравлічної / міцностної). Врахування різних конфігурацій обладнання. Початкові і граничні умови.
Аналіз систем	Види та причини відмов	Границі компонентів. Суперкомпоненти. Врахування відновлення після ремонтів.
	Залежні відмови та відмови із загальної причини	Працездатність обладнання при аваріях. Міжблочні зв'язки. Відмови із загальної причини.
Надійність персоналу	Розрахунок імовірності помилок персоналу	Помилки ідентифікації і дій. Вплив зовнішніх факторів. Якість протиаварійної документації. Інтерфейс «людина-машина».
Кількісна оцінка	Розрахунок ЧПАЗ та ЧГАВ	Рівень відсікання мінімальних перетинів. Застосування кореляцій для БП.

Оцінка застосовності цього переліку, а також його перегляд (розширення)

повинні виконуватися залежно від специфічних особливостей ІАБ та практичної задачі, що вирішується.

2.3 Підготовка первинної інформації для оцінювання невизначеностей

Для підготовки первинної інформації для оцінювання невизначеностей запропоновано використання наступних баз даних ІАБ.

1. База даних із описом технологічних систем

Первинна інформація для оцінювання невизначеностей:

- Призначення системи (цілі та функції системи, відношення до ВПА – система може брати участь або в пом'якшенні розвитку аварії, або послугувати безпосередньою причиною її виникнення, або залежно відмовити при виникненні ВПА);
- Опис системи (опис технологічної схеми системи, її складу і меж з перерахуванням обладнання, спільного з іншими суміжними системами, опис технологічних захистів та блокувань системи);
- Опис окремих одиниць обладнання (технічна характеристика основного обладнання та його меж, опис способів і технічних засобів управління та контролю за станом обладнання – необхідно для вибору правильного розрахунку неготовності). Інформація щодо допустимих умов навколишнього середовища і параметрів робочого середовища з точки зору збереження працездатності обладнання в нормальних і аварійних умовах – потрібно для визначення вторинних критеріїв успіху;
- Опис обсягів, методів, періодичності та стратегії випробування, обслуговувань і ремонтів системи та її окремого обладнання з метою:
 - ✓ виявлення таких видів випробувань та обслуговувань для яких система виводиться з працездатного стану при роботі блоку на потужності (необхідно для правильного розрахунку сумарного напрацювання або сумарного часу простою елемента);
 - ✓ виявлення можливих помилок оперативно-ремонтного персоналу,

що призводять до залишення системи в «не регламентному» стані при роботі блоку на потужності після виконання опробувань, обслуговувань, ремонтів (потрібно для правильного розрахунку імовірності доаварійних помилок персоналу, тип «А»);

- ✓ виявлення можливих прихованих відмов (видів відмов) окремого обладнання, що не проявляють себе при існуючих методах і обсязі контролю надійності (потрібно для правильного розрахунку параметрів надійності обладнання).
- Режими функціонування системи (опис можливих режимів (конфігурацій) роботи системи – потрібно для правильної розробки логічної моделі системи);
- Дії персоналу (опис дій персоналу для дублювання систем автоматики та щодо управління системою в різних режимах (конфігураціях) її роботи з урахуванням можливих аварійних умов – потрібно для правильного моделювання дій персоналу у структурі ДВ і розрахунку імовірностей можливих помилок персоналу при управлінні аварією);
- Міжсистемні залежності (перерахування та аналіз наявних міжсистемних залежностей, обґрунтування виключення «некритичних» залежностей).

2. База даних із надійності обладнання

Первинна інформація для оцінювання невизначеностей:

- Визначення меж обладнання. Необхідні умови:
 - ✓ Межі обладнання мають співпадати із рівнем деталізації «БП» ДВ;
 - ✓ Межі обладнання мають відповідати рівню деталізації записів щодо відмов, що містяться в цехових журналах дефектів;
 - ✓ Відмова будь-якого елемента, включеного в межі обладнання, має впливати на працездатність (виконання необхідної функції) виключно цього обладнання;
 - ✓ Елементи, включені в межі обладнання, мають обслуговуватися і випробовуватися з однаковою періодичністю і за єдиною стратегією;

- Об'єднання обладнання в статистичні вибірки за ознаками ідентичності: типу обладнання (ідентичність конструкції і робочих характеристик), меж обладнання; режиму експлуатації та стратегії контролю надійності; умов навколишнього середовища; властивостей робочого середовища;
- Обробка інформації щодо відмов, розрахунок параметрів надійності;

3. База даних відмов із загальної причини

Первинна інформація для оцінювання невизначеностей:

- Категорії залежних відмов: функціональні залежності; фізичні залежності; залежності між окремими «людино-машинними» взаємодіями; відмови із загальної причини;
- Вибір параметричної моделі: модель базового параметра; модель β - фактору; модель грецьких букв (MGL); модель α - фактору; біноміальна модель («шокова» модель).

4. База даних із надійності персоналу

Первинна інформація для оцінювання невизначеностей:

- Вибір методу оцінки імовірності помилки персоналу (для типів «А», «Б», «С»);
- Використання специфічних даних, отриманих із повномасштабних тренажерів.

5. База даних із вихідних подій

Первинна інформація для оцінювання невизначеностей:

- Методи оцінки частот: точкова оцінка, метод Байєса, досвід експлуатації однотипних енергоблоків, метод ДВ, механіко-міцнісні методи.
- Врахування терміну експлуатації енергоблоку (підвищена кількість порушень в перші 1-2 роки експлуатації, приробочні відмови обладнання і недостатність практичного досвіду експлуатації у персоналу, підвищена кількість порушень внаслідок старіння основного обладнання енергоблоку в кінці терміну експлуатації).

На основі зазначеної вище первинної інформації формується основа для

подальшого оцінювання невизначеностей з використанням методів наведених у наступних розділах.

2.4 Методи оцінювання невизначеностей

Методи оцінювання невизначеностей спрощено можна класифікувати за двома групами:

1. Статистичні методи. Це методи теорії імовірностей, які базуються на тому, що неточності задання вхідних параметрів мають імовірнісний характер, тобто їх значення мають певну функцію розподілу густини імовірності з відповідними числовими характеристиками. Комбінації за допомогою генератора випадкових чисел імовірнісних значень вхідних параметрів призводять до функцій розподілу густини імовірності можливого значення результуючого параметра, коли його відхилення носять також імовірнісний характер;

2. Аналітичні методи. Це методи, засновані на різних математичних теоріях: метод узагальненої теорії збурень, метод чутливості, метод квантильних оцінок, метод теорії нечітких множин.

На сьогоднішній день статистичні методи є домінуючими в процесі оцінювання невизначеностей ІАБ. Їх алгоритми і математичні моделі добре опрацьовані та реалізовані в імовірнісних розрахункових кодах (SAPHIRE, RiskSpectrum тощо). Проте статистичні методи мають такі недоліки:

- необґрунтоване в низці випадків подання неточності вхідних параметрів як випадкових величин;
- необґрунтоване, зазвичай, прийняття функції розподілу густини імовірності (здебільшого передбачається нормальний або логнормальний розподіл);
- складність застосування у випадку невизначеностей, які не пов'язані з неточністю вхідних параметрів;
- неможливість їх застосування для оцінювання класу епістеміологічних

невизначеностей.

Аналітичні методи можна розглядати як альтернативу традиційним статистичним методам. Водночас використання аналітичних методів для оцінювання невизначеностей обмежено через необхідність адаптації математичних теорій для вирішення практичних завдань ІАБ. Перспективним є застосування теорії нечітких множин (Fuzzy Sets). Питання застосування теорії нечітких множин в аналізі надійності систем і побудові ДВ розвинуті в зарубіжних публікаціях, зокрема [113], а також за цим же напрямом ведуться роботи в Одеському національному політехнічному університеті [77].

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

$$Y = F\{X_1, X_2, \dots, X_N\} \quad Y = F\{X_1, X_2, \dots, X_N\}, \quad (2.1)$$

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 (БП) імовірнісної моделі. За результатами обробки наявних статистичних даних, байєсівської комбінації узагальнених і специфічних даних, експертної оцінки для змінних задається густина розподілу імовірності.

Оцінювання невизначеностей ІАБ може бути виконане на якісному і (або) кількісному рівні.

Метод якісного оцінювання передбачає:

- ідентифікацію ключових аспектів моделі;
- визначення основних припущень щодо ключових аспектів моделі;

- ранжування припущень щодо впливу на модель;
- використання табличних матриць для оцінки невизначеностей.

Сучасний розвиток розрахункових методів і програмних засобів дозволяє виконувати кількісне оцінювання невизначеностей з використанням різних підходів.

Метод кількісного оцінювання невизначеностей включає такі аспекти:

- аналіз чутливості (*sensitivity analysis*), тобто оцінювання впливу вхідних параметрів системи, класифікованих як невизначені, на вихідні параметри моделі системи;
- поширення невизначеностей (*uncertainty propagation*), тобто передача невизначеностей від входів до виходів моделі системи;
- ранжування за важливістю (*importance measures*), тобто розрахунок відносного вкладу невизначеностей у вхідних параметрах в сумарну невизначеність у вихідних параметрах моделі.

Кількісне оцінювання невизначеностей ІАБ може бути виконане із застосуванням таких математичних методів.

1. *Методи статистичного моделювання*. Це метод Монте-Карло (*Monte Carlo Sampling*), метод латинського гіперкуба (*Latin Hypercube Sampling*) та інші методи, засновані на комп'ютерному симулюванні великих вибірок випадкових даних.

Метод Монте-Карло полягає в комп'ютерному моделюванні невизначених параметрів системи з наступним перерахунком значення верхньої події при випадкових вибірках значення всіх БП із заданого розподілу густини імовірності БП.

Переваги методу:

- свобода вибору розподілу БП;
- можливість досягнення будь-якої точності атрибутів верхньої події (залежить від комп'ютерного часу розрахунку і помилки округлення);
- простота у використанні.

Недоліки методу:

- необхідність завдання густини розподілу імовірності для всіх подій;
- значний комп'ютерний час розрахунку;
- неможливість оцінити чутливість значення верхньої події у разі зміни вкладу невизначеності від БП.

Особливу цікавість являє двофазний метод Монте-Карло, за допомогою якого можна виділити алеаторну та епістеміологічну невизначеності. Приклад використання двофазного методу Монте-Карло представлено на рисунку 2.1. В цьому прикладі виконується оцінка невизначеностей неготовності обладнання ІАБ, яка є функцією від двох величин: інтенсивності відмови (λ) і інтенсивності відновлення (μ). Внутрішня петля статистичного моделювання Монте-Карло відповідає алеаторній невизначеності (випадковість часу відмови і часу відновлення – експоненціальний розподіл), зовнішня петля – епістеміологічної невизначеності (неточність під час оцінки часу відмови обладнання і часу відновлення – логнормальний розподіл). Для кожної ітерації розрахунку значення параметрів у зовнішній петлі вибираються із заданого розподілу випадково і передаються у внутрішню петлю. У внутрішній петлі генеруються випадкові значення часу до відмови і часу відновлення, з урахуванням яких прораховується логіка системи. Для кожної ітерації у внутрішній петлі будується розподіл неготовності системи, який враховує стохастичну природу відмов і відновлення системи. Результатом заданої кількості ітерацій є сімейство кривих розподілу, де кожна крива характеризує алеаторну невизначеність, а сімейство кривих – епістеміологічну невизначеність.

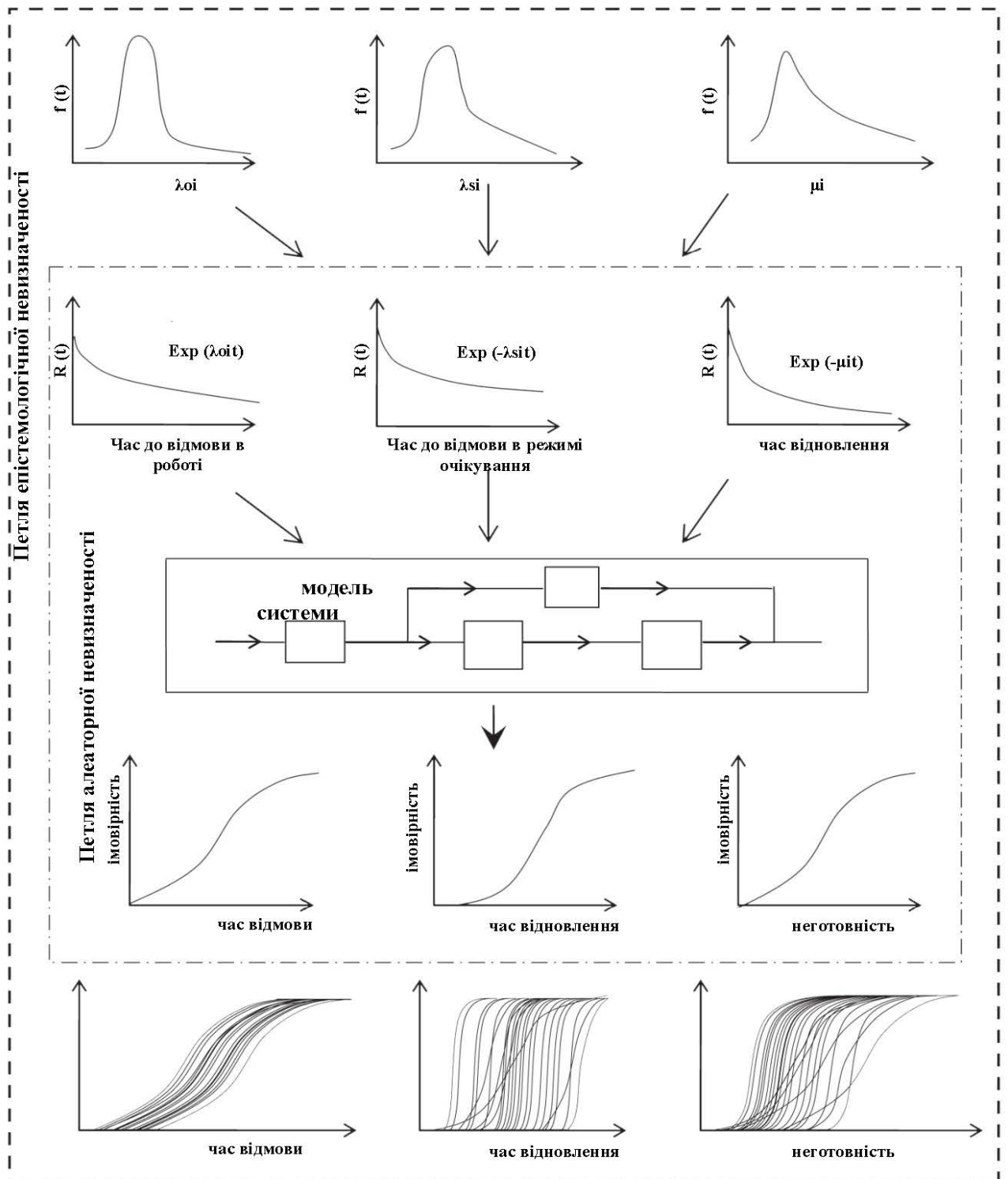


Рисунок 2.1 Схема застосування двофазного методу Монте-Карло

2. *Аналітичні методи.* Засновані на тому, що під час низки випадків можна отримати аналітичний вигляд функції відгуку $Y = F\{X_1, X_2, \dots, X_N\}$ як фіксованих (Y_0) і невизначених (ΔY) доданків в цій функції відгуку: $Y = F\{X_1, X_2, \dots, X_N\}$

$$Y = Y_0 + \Delta Y. \quad (2.2)$$

Зокрема, з подібною метою застосовується апроксимація за допомогою розкладання в ряд Тейлора. Перевага таких методів – у простій інтерпретації отриманих результатів і, в деяких випадках, достатньої точності. Недолік – в їх непридатності у разі наявності істотної нелінійності функції відгуку, що призводить до значних неточностей отриманих результатів.

Також для вирішення завдання можливе використання нечітких множин (Fuzzy Set). В основі поняття нечіткої множини є уява про те, що складові елементи цієї множини, що мають спільну властивість, можуть володіти нею в різній мірі і, тому, належати до цієї множини в різній мірі, що називається ступенем або функцією приналежності. Приймаючи всі входи моделі як нечіткі числа, можна отримати вихід моделі як нечітке число. Методологія не вимагає наявності деталізованої емпіричної інформації і можливо використовувати суб'єктивно визначені функції приналежності, а також не потрібно визначати залежності та кореляції між параметрами. Отже, нечіткі множини підходять, коли емпіричної інформації дуже замало.

Оцінювання алеаторних невизначеностей

Розглянемо систему з N елементів, $i = \overline{1, N}$. Нехай в якості прикладу $N=2$. Відмова будь-якого з елементів призводить до відмови всієї системи. Кожен з елементів працездатний протягом періоду часу до виникнення відмови, після чого вся система деякий час знаходиться в стані відновлення. Вважаючи, що час напрацювання на відмову і час відновлення розподілені за експоненціальним законом, запишемо вирази для імовірностей відмови і відновлення кожного з елементів як функцій часу:

$$P_i^o(t) = 1 - e^{-\lambda_i t}, \quad (2.3)$$

$$P_i^B(t) = 1 - e^{-\mu_i t}, \quad (2.4)$$

де λ_i – інтенсивність відмов i -го елемента;

μ_i – інтенсивність відновлення i -го елемента;

Далі знайдемо імовірності відмови і відновлення системи в цілому, для цього скористаємося теоремою про складання імовірностей незалежних подій:

$$P(A \vee B) = P(A) + P(B) - P(AB) = P(A) + P(B) - P(A) \cdot P(B), \quad (2.5)$$

де $P(A \vee B)$ – імовірність події, яка полягає в настанні або події A , або B , або одночасно A и B .

Підставивши формули (2.3 і 2.4) у (2.5) отримуємо вирази для імовірностей відмови і відновлення системи в цілому:

$$P^o(t) = P_1^o(t) + P_2^o(t) - P_1^o(t)P_2^o(t) = \\ (1 - e^{-\lambda_1 t}) + (1 - e^{-\lambda_2 t}) - (1 - e^{-\lambda_1 t})(1 - e^{-\lambda_2 t}) = 1 - e^{-(\lambda_1 + \lambda_2)t}$$

$$P^o(t) = 1 - e^{-(\lambda_1 + \lambda_2)t} \quad (2.6)$$

$$P^B(t) = 1 - e^{-(\mu_1 + \mu_2)t} \quad (2.7)$$

Таким чином, інтенсивності відмов і відновлення системи незалежних подій мають адитивні властивості, тобто підсумовуються:

$$\lambda = \lambda_1 + \lambda_2, \mu = \mu_1 + \mu_2. \quad (2.8)$$

Середній час напрацювання на відмову і середній час відновлення системи:

$$T^o = \int_0^{\infty} P^o(t) dt = \frac{1}{\lambda_1 + \lambda_2}, \quad (2.9)$$

$$T^B = \int_0^{\infty} P^B(t) dt = \frac{1}{\mu_1 + \mu_2}. \quad (2.10)$$

Коефіцієнт готовності системи і коефіцієнт простою системи:

$$K_{\Gamma} = \frac{T^o}{T^o + T^B} = \frac{\mu_1 + \mu_2}{\lambda_1 + \lambda_2 + \mu_1 + \mu_2}, \quad (2.11)$$

$$K_{\Pi} = \frac{T^B}{T^o + T^B} = \frac{\lambda_1 + \lambda_2}{\lambda_1 + \lambda_2 + \mu_1 + \mu_2}. \quad (2.12)$$

Таким чином, ми маємо математично описані характеристики алеаторної невизначеності, тобто пов'язаної з об'єктивно стохастичною природою процесів, що відбуваються. Вирази (2.6÷2.12) можуть слугувати основою для розрахунку чисельних характеристик відмов системи.

Оцінювання епістеміологічних невизначеностей

Метою аналізу епістеміологічних невизначеностей є побудова зони невизначеності, в межах якої можуть варіюватися спостережувані параметри системи й отримання інтервальної оцінки значень цих параметрів.

Повернемося до попереднього прикладу. У виразах 2.3÷2.5 для імовірностей відмови / відновлення передбачалося, що всі інтенсивності відмов / відновлення є постійні величини $\lambda_i = const, \mu_i = const$. Але цілком обґрунтовано можна припустити, що мають місце можливі випадки:

Випадок 1. Параметри можуть бути неточно визначені зі статистики відмов – «невизначеність параметрів»;

Випадок 2. Параметри змінюються з плином часу («ванна життєвого

циклу») – «невизначеність моделювання»;

Випадок 3. У ДВ не були враховані окремі елементи, що призводять до відмови всієї системи - «невизначеність повноти моделі».

Вказані аспекти можуть бути розглянуті як джерела епістеміологічних невизначеностей і слугувати відправними точками для побудови зони невизначеностей, що відповідає кожному з цих припущень про характер епістеміологічної невизначеності.

Побудуємо зону невизначеності для випадку 1. Припустимо, що інтенсивності відмов окремих елементів розподілені за нормальним законом із середніми $\bar{\lambda}_i$ і стандартними відхиленнями σ_i^λ , а інтенсивності відновлення - $\bar{\mu}_i$ і σ_i^μ відповідно. Тоді, згідно з правилом 3-х сигм, можна стверджувати, що з вірогідністю не менше ніж 99,7 % інтенсивності відмов і відновлення належать наступним інтервалам:

$$\begin{aligned} \lambda_i &\in [\bar{\lambda}_i - 3\sigma_i^\lambda, \bar{\lambda}_i + 3\sigma_i^\lambda], \\ \mu_i &\in [\bar{\mu}_i - 3\sigma_i^\mu, \bar{\mu}_i + 3\sigma_i^\mu] \end{aligned} \quad (2.13)$$

Підставивши ці інтервали у вирази (2.6÷2.12), отримаємо вирази, що описують верхні і нижні межі зони невизначеності:

$$T^o \in \left[\frac{1}{\bar{\lambda}_1 + \bar{\lambda}_2 + 3\sigma_1^\lambda + 3\sigma_2^\lambda}, \frac{1}{\bar{\lambda}_1 + \bar{\lambda}_2 - 3\sigma_1^\lambda - 3\sigma_2^\lambda} \right], \quad (2.14)$$

$$T^B \in \left[\frac{1}{\bar{\mu}_1 + \bar{\mu}_2 + 3\sigma_1^\mu + 3\sigma_2^\mu}, \frac{1}{\bar{\mu}_1 + \bar{\mu}_2 - 3\sigma_1^\mu - 3\sigma_2^\mu} \right]. \quad (2.15)$$

Внутрішній цикл - алеаторна невизначеність

Моделювання здійснюється з використанням статистичного пакета R (фрагмент вхідного файлу представлений у Додатку А.1). Для зручності будемо

його проводити в дискретному часі $t = \{t_k\}, k = \overline{1, K}$, вважаючи при цьому $t_k - t_{k-1} = 1$ година). Стан кожного n -го елемента $n = \overline{1, 2}$ в момент часу k будемо характеризувати двійковим станом:

$$S_k^n = \begin{cases} 0, & \text{якщо елемент знаходиться в працездатному стані} \\ 1, & \text{якщо елемент в стані відмови (відновлення)} \end{cases} \quad (2.16)$$

Тоді стан системи в цілому буде знаходитись як операція логічного «або» по всіх елементах: $S_k = S_k^1 \vee S_k^2$. Графічно цей процес зображений на рисунку 2.2.

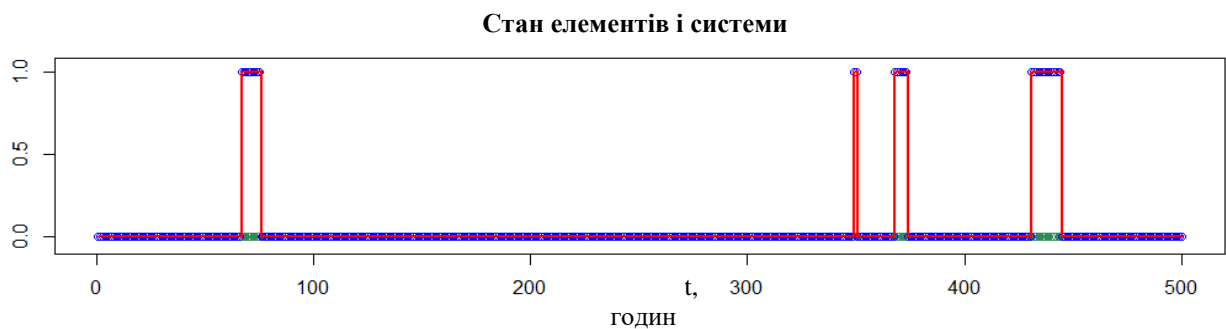


Рисунок 2.2 Стан елементів і системи в цілому в часі

Значення $S_k^n = 0/1$ обчислюються в процесі моделювання за внутрішнім (алеаторним циклом) відповідно до заданих інтенсивностей відмов / відновлень:

$$S_k^n = f^n(k, \lambda_n, \mu_n). \quad (2.17)$$

Отримавши набори даних в кожному циклі алеаторної складової невизначеності можна легко розрахувати коефіцієнти готовності і простою:

$$K_n^{\Pi} = \frac{1}{K} \sum_{k=1}^K S_k^n, K_n^{\Gamma} = 1 - K_n^{\Pi} = 1 - \frac{1}{K} \sum_{k=1}^K S_k^n. \quad (2.18)$$

Також з кожного набору даних $\{S_k^n\}$ для $n = \overline{1,2}$ може бути розрахований середній час напрацювання на відмову і середній час відновлення та їх статистичні характеристики. Приклад такого моделювання для одного алеаторного циклу наведено на рисунку 2.3.

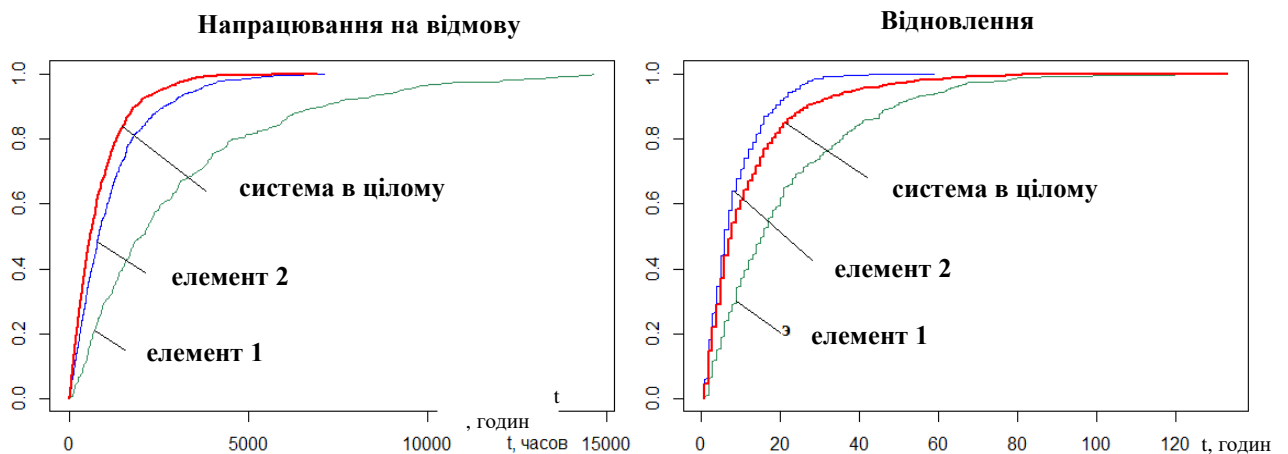


Рисунок 2.3 Імовірності відмови / відновлення для одного циклу

Зовнішній цикл - епістемологічна невизначеність

Вважаючи інтенсивності λ_n, μ_n випадковими величинами з заданими законами розподілу (тобто з відомими середнім і дисперсією), генеруємо набори випадкових значень

$$\{\lambda_{nl}\}, \{\mu_{nl}\}, l = \overline{1, L}. \quad (2.19)$$

Провівши зазначену вище обробку даних, отримуємо набори даних, які лежать в межах зон невизначеності, розрахованих раніше аналітично. Приклад такого моделювання зображений на рисунку 2.4.

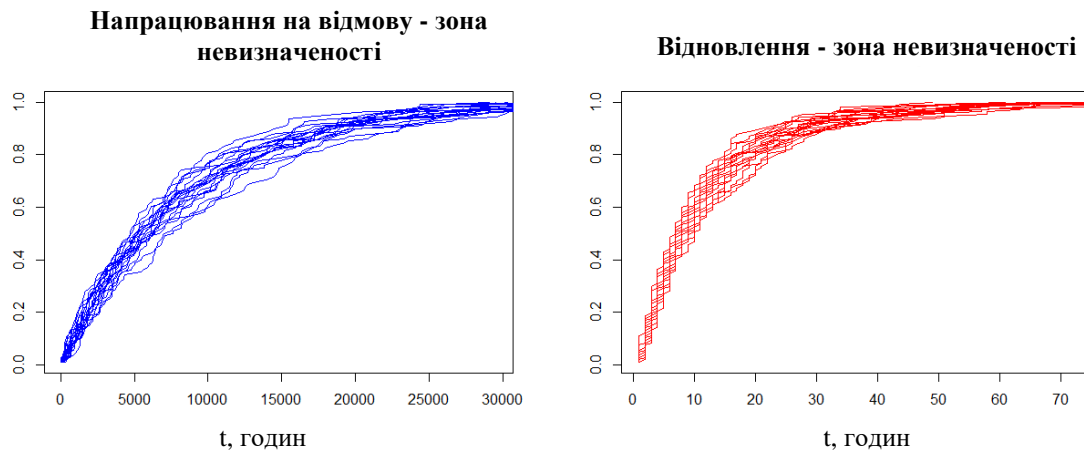


Рисунок 2.4 Зони епістемологічної невизначеності в інтенсивності відмов / відновлення

У випадку 2 передбачається зміна в часі значень інтенсивностей відмови / відновлення. Результатом моделювання є крива (рисунок 2.5), що відрізняється від стандартної для експоненціального закону розподілу.

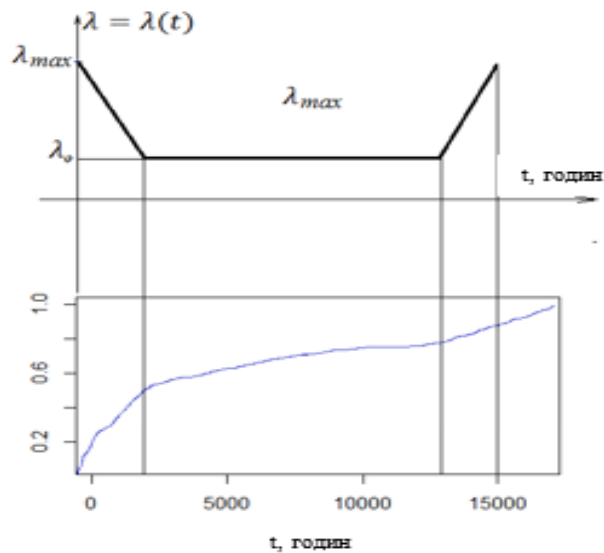


Рисунок 2.5 Зміна в часі значень інтенсивностей відмови

У випадку 3 передбачається наявність неврахованого елемента в ДВ, що може викликати відмову всієї системи (на прикладі системи аварійної живильної води). Фрагмент ДВ для системи аварійної живильної води представлено на рисунку 2.6.

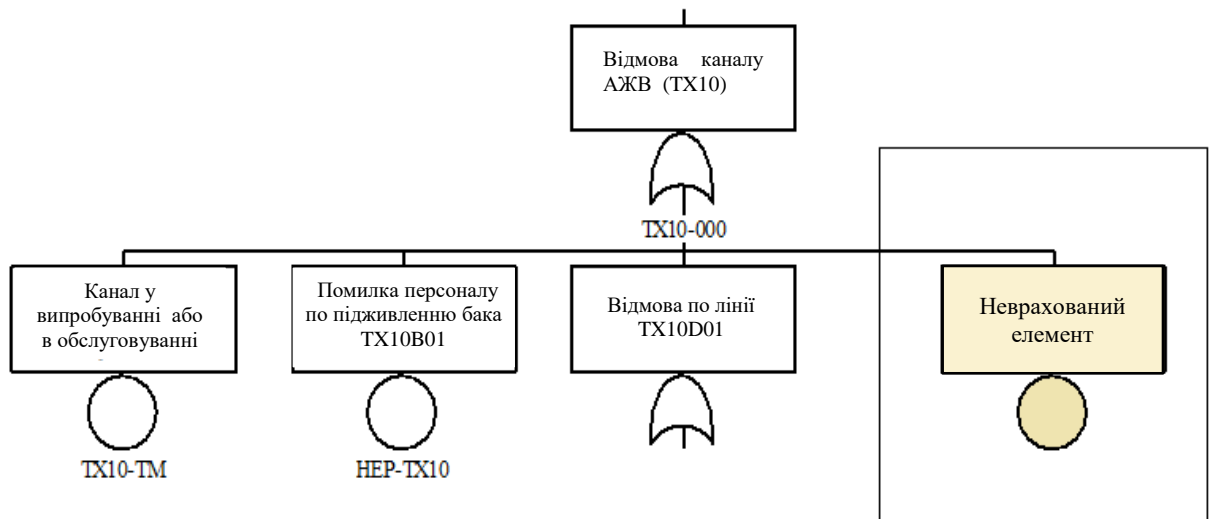


Рисунок 2.6 Фрагмент ДВ для системи аварійної живильної води

Результати моделювання такого випадку представлені на рисунку 2.7. Як видно, наявність неврахованого елемента підвищує сумарну інтенсивність відмов і знижує інтенсивність відновлення.

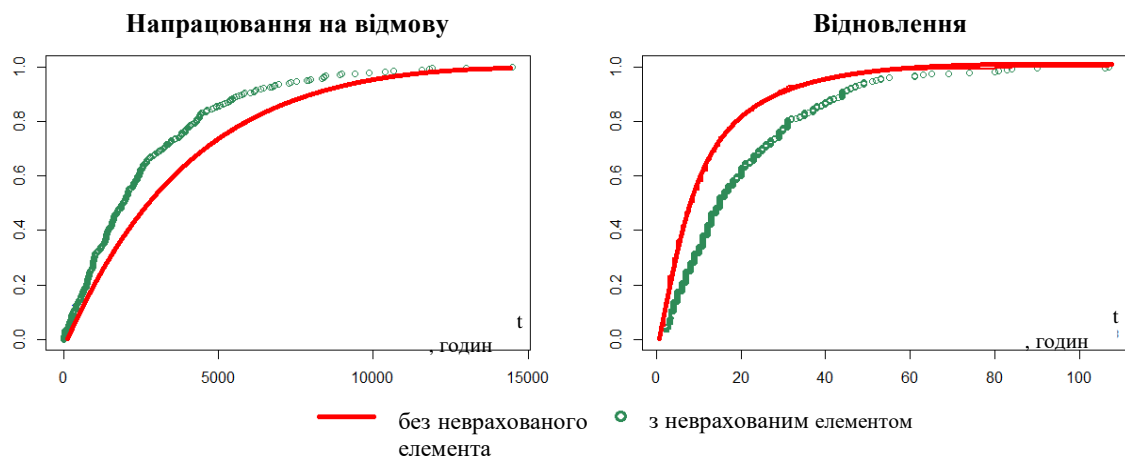


Рисунок 2.7 Результати моделювання «чорного ящика»

Застосування теорії нечітких множин та порівняльний аналіз результатів оцінювання із методом Монте-Карло [110]

Виконано оцінку імовірності відмови виконання системою покладених на неї функцій і невизначеностей її розрахунку із застосуванням методу нечітких множин на прикладі пасивної частини системи аварійного охолодження активної

зони (далі – ГЄ САОЗ) для енергоблока з РУ ВВЕР-1000. В ІАБ ГЄ САОЗ виконує функцію введення бору в 1-й контур і забезпечення запасу теплоносія в 1-му контурі.

Для побудови ДВ технологічну схему ГЄ САОЗ можна навести спрощено (рисунок 2.8), виходячи з таких припущень за критеріями успіху системи:

- подача розчину борної кислоти в 1-й контур забезпечується не менше ніж з двох гідроємностей (ГЄ) (по одній ГЄ в верхню і нижню камери змішання реактора);
- попадання азоту з будь-якої ГЄ до 1-го контуру виключається.

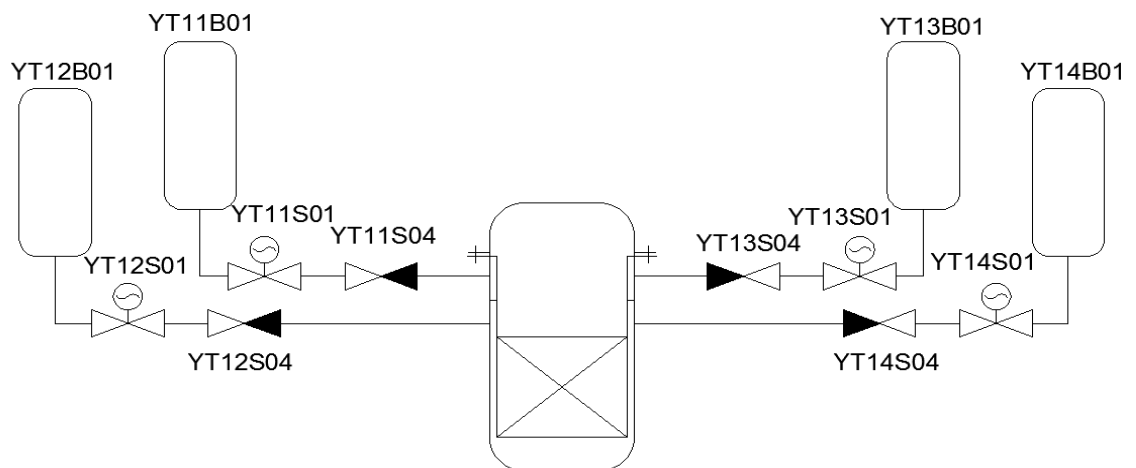


Рисунок 2.8 Спрощена схема ГЄ САОЗ для побудови ДВ

Де ГЄ САОЗ (рисунок 2.9) складається з 9 БП, параметри яких наведені в таблиці 2.2 (параметри надійності однотипного обладнання прийняті однаковими).

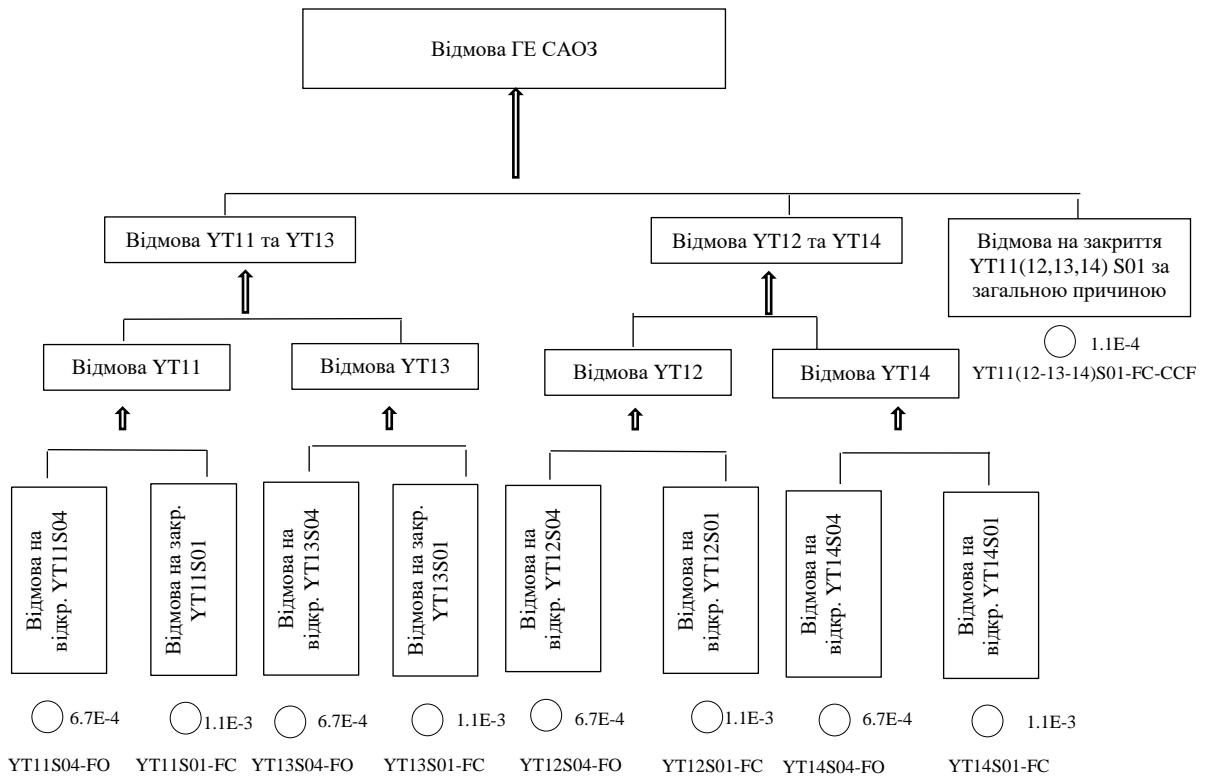


Рисунок 2.9 ДВ ГЕ CAO3

Таблиця 2.2

Параметри БП ДВ ГЕ CAO3

Позначення БП	Опис БП	Імовірність відмови	Тип розподілення	Фактор помилки	Середнє значення
YТ 11 (12,13,14) S01-FC-CCF	Відмова запірних арматур з загальної причини	1,066E-004	Логнормальний	1,211	1,067E-004
YТ 11 (12,13,14) S04-FO	Відмова на відкриття зворотного клапана	6,660E-004	Логнормальний	1,77	6,588E-004
YТ11 (12,13,14) S01-FC	Відмова на закриття запірних арматур	1,070E-003	Логнормальний	1,21	1,070E-003

Наведемо приклад оцінки імовірності відмови виконання функції безпеки

ГЄ САОЗ і невизначеності її розрахунку методом нечітких множин з застосуванням програмного засобу R (пакет FuzzyNumbers).

Вважаючи імовірності відмов БП нечіткими числами, застосуємо до їх функцій належності (рисунок 2.10) правила складання і множення імовірностей подій (прийнята трапецеїдальна функція належності БП, що відповідає [8, 9]). В результаті отримаємо функцію приналежності для всього ДВ (рисунок 2.11). Слід зазначити, що визначальною є БП з відмовою арматур УТ11 (12,13,14) S01 з загальної причини. Після дефазифікації отримуємо точкове значення сумарної імовірності відмови виконання функції безпеки ГЄ САОЗ $1,15E-04$, інтервал невизначеності $9,00E-05 \dots 1,38E-04$.

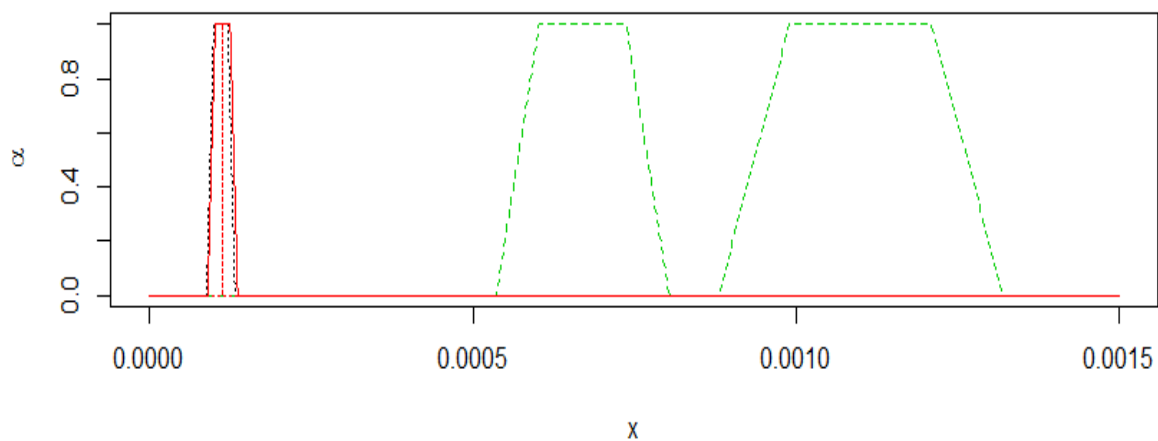


Рисунок 2.10 Функції приналежності БП: α – значення функції приналежності, x – імовірність відмови БП; параметри функції приналежності задаються з урахуванням достовірності вхідних даних

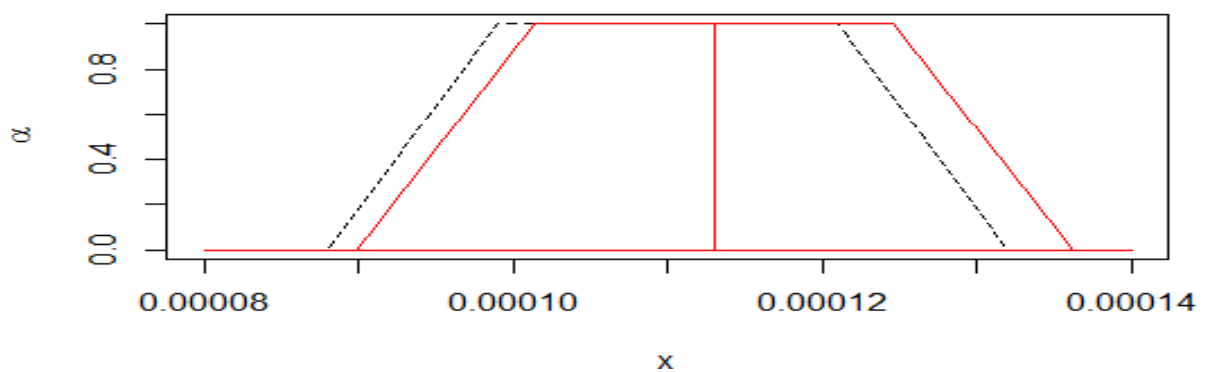
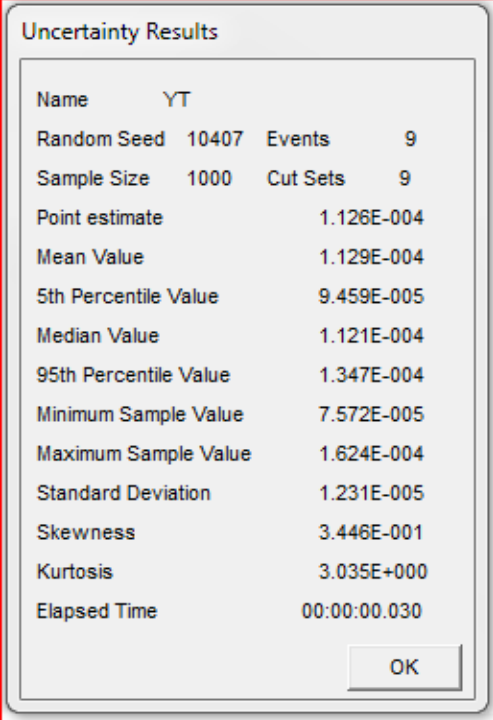


Рисунок 2.11 Результуюча функція приналежності результатів розрахунків

Прорахувавши ДВ ГЄ CAOЗ в кодї SAPHIRE з використанням методу Монте-Карло, отримаємо такі результати (рисунок 2.12): точкове значення сумарної імовірності відмови виконання функції безпеки - $1,126E-04$, межі довірчого інтервалу $9,459E-05 \dots 1,347E-04$.



Uncertainty Results			
Name	YT		
Random Seed	10407	Events	9
Sample Size	1000	Cut Sets	9
Point estimate			1.126E-004
Mean Value			1.129E-004
5th Percentile Value			9.459E-005
Median Value			1.121E-004
95th Percentile Value			1.347E-004
Minimum Sample Value			7.572E-005
Maximum Sample Value			1.624E-004
Standard Deviation			1.231E-005
Skewness			3.446E-001
Kurtosis			3.035E+000
Elapsed Time			00:00:00.030

Рисунок 2.12 Результати аналізу невизначеностей розрахунку ДВ ГЄ CAOЗ методом Монте-Карло (код SAPHIRE)

Результати розрахунку ДВ ГЄ CAOЗ методом теорії нечітких множин (код R) і методом Монте-Карло (код SAPHIRE) свідчать про гарну збіжність точкових значень імовірності і невизначеності відмови виконання ГЄ CAOЗ покладеної на неї функції безпеки.

2.5 Оцінювання поширення невизначеностей в імовірнісних моделях

Поширення невизначеностей в імовірнісній моделі при спрощеному представленні моделі системи (відповідно до виразу 2.1) схематично зображено на рисунку 2.13.

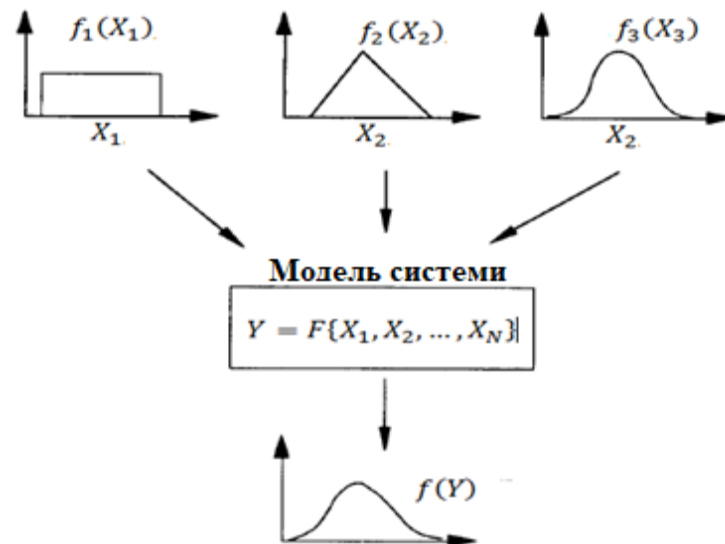


Рисунок 2.13 Поширення невизначеності в імовірнісній моделі

Система має X_1, X_2, \dots, X_N вхідні параметри, задані різними функціями розподілу густини імовірності. Знаючи цю інформацію, можна розрахувати густину імовірності вихідної величини та її статистичні параметри. Варіюючи параметри густини імовірності, тобто розглядаючи їх як зону невизначеності, можна на виході отримати сімейство функцій щільності імовірності $X_1, X_2, \dots, X_N f_1(X_1), f_2(X_2) \dots f_3(X_N) f(Y) Y = F\{X_1, X_2, \dots, X_N\} f_i f(Y)$.

Закон поширення невизначеностей в імовірнісній моделі можливо сформулювати на основі апроксимації многочлена Тейлора першого порядку $Y = F\{X_1, X_2, \dots, X_N\}$:

$$u_c^2(y) = \sum_{i=1}^N \left(\frac{\partial f}{\partial x_i} \right)^2 u^2(x_i) + 2 \sum_{i=1}^{N-1} \sum_{j=i+1}^N \frac{\partial f}{\partial x_i} \frac{\partial f}{\partial x_j} u(x_i, x_j), \quad (2.20)$$

де часткові похідні $\partial f_i / \partial x_i$ (коефіцієнти чутливості) дорівнюють $\partial f_i / \partial X_i$ оцінки $X_i = x_i$;

$u(x_i)$ — стандартна невизначеність, пов'язана з оцінкою вхідних x_i ;

$u(x_i, x_j)$ — оціночна коваріація між x_i і x_j .

Поширення невизначеностей в імовірнісній моделі зображено на рисунку 2.14 на прикладі ДП ВПА Т1 «Знеструмлення всіх секцій нормального електропостачання» в ІАБ ВВЕР-1000 / В-320.

ІСА (Т1) "Обесточення всіх секцій нормального електропостачання"	Управління реактивністю	Умова: "Відновлення електропостачання до розряду АБ"	Умова: "Відновлення електропостачання впродовж 5 годин"	Забезпечення надійного електропостачання	Забезпечення надійного електропостачання	Забезпечення надійного електропостачання	Управління тиском 2 контуру	Відведення тепла по 2-му контуру (від ДГ)	Управління тиском 1-го контуру	№	Кінцевий стан	
А3	Система електропостачання власних потреб	Система електропостачання власних потреб	Робота ДГ РДЕС або ЗРДЕС впродовж часу розряду АБ	Робота ДГ РДЕС або ЗРДЕС впродовж 5 годин	Робота ДГ РДЕС або ЗРДЕС впродовж 24 годин	Закриття СК ТТ, закриття після відкриття ШРУ-ВІ, ШРУ-К	ШРУ-А та ВІП ПГ	Підживлення 1/4 ПГ от АЖЕН або ДЖЕН та робота ШРУ-А(ВІП ПГ) у режимі P2=const	Відкриття ЗІ КТ	Закриття ЗІ КТ		
1/2 комплектів, авто	оператор	оператор	1/5, авто;	1/3, авто;	1/5, авто;	4/4 и 2/2 и 4/4, авто	4/4 и 8/8, авто	(1/2 или 1/3, оператор) и (1/4(1/8, авто))	1/3, авто	3/3, авто		
Т1	Т1-А	Т1-Р-1	Т1-Р-2	Т1-Р-3	Т1-Р-4	Т1-Р-5	Т1-Е2-1	Т1-Е2-2	Т1-Е1Е2-1	Т1-О2-1	Т1-О2-2	

Рисунок 2.14 Поширення невизначеностей на прикладі ДП ВПА Т1 «Знеструмлення всіх секцій нормального електропостачання» в ІАБ ВВЕР-1000 / В-320

Для цієї ВПА можна виділити такі джерела невизначеностей моделювання ІАБ:

- імовірність помилки персоналу під час виконання дій з відновлення електропостачання;
- часовий інтервал для відновлювальних дій персоналу (наприклад, прийнятий в ІАБ час розрядки акумуляторних батарей – 1 год. – консервативно щодо результатів випробувань – 10 год.);
- недостатній (з урахуванням уроків аварії на АЕС Фукусіма-Даїчі) час

- роботи систем («mission time») – 24 год;
- відсутність розгляду функції безпеки «введення бору в теплоносій першого контуру» у разі тривалого розхолодження по другому контуру;
- імовірність помилки персоналу по дозаповненню баків аварійної живильної води.

2.6 Інтерпретація результатів оцінювання невизначеностей

Для інтерпретації результатів невизначеностей пропонується використовувати поняття коефіцієнта варіації:

$$K_V = \frac{\sigma}{|\mu|} \cdot 100 \%, \quad (2.21)$$

де σ^2 – дисперсія;

μ - математичне сподівання випадкової величини (загалом значення μ може бути як позитивним, так і негативним).

Дослідивши дисперсійні характеристики випадкової величини розроблена класифікація (шкала) рівнів невизначеностей виходячи із значень коефіцієнта варіації (таблиця 2.3). Використовуючи цю шкалу, можна задавати рівні невизначеностей як для імовірнісних, так і для детерміністичних оцінок.

Коефіцієнт варіації K_V і, як наслідок, рівень невизначеностей для імовірнісних оцінок визначається виходячи зі значень σ^2 і μ , розрахованих з використанням моделі ІАБ.

Класифікація рівнів невизначеностей

Клас невизначеності	Коефіцієнт варіації K_V	Рівень невизначеності
Детермінована величина	$K_V = 0$	Нульовий
Випадкова величина з кінцевою дисперсією	$0 < K_V \leq 20 \%$	Низький
	$20 < K_V \leq 50 \%$	Середній
	$K_V > 50 \%$	Високий
Випадкова величина з нескінченною дисперсією	$K_V \rightarrow \infty$	Вкрай високий

Для детерміністичних оцінок, припустивши рівень невизначеностей кінцевого результату і знаючи його точкове значення, можна розрахувати значення дисперсії та побудувати функцію розподілу результуючої величини.

Такий перехід від експертної оцінки до чисельної характеристики випадкової величини дає можливість провести перевірку на відповідність заданим критеріям з урахуванням невизначеностей в їх значеннях.

При перевірці відповідності рішення критеріям безпеки (імовірнісним і детерміністичним) необхідно враховувати невизначеності результатів оцінок цього рішення. Згідно із таблицею 2.3 встановлюється рівень невизначеностей та параметри розподілу розрахованих величин та здійснюється перехід від точкової оцінки до інтервальної.

Можливо ввести безліч критеріїв прийнятності

$$F = \{f_l\}, \quad l = \overline{1, L}, \quad (2.22)$$

для яких, загалом, також можуть бути задані допустимі відхилення.

Розглянемо для спрощення площину двох критеріїв прийнятності, значення яких обмежені прямокутною областю.

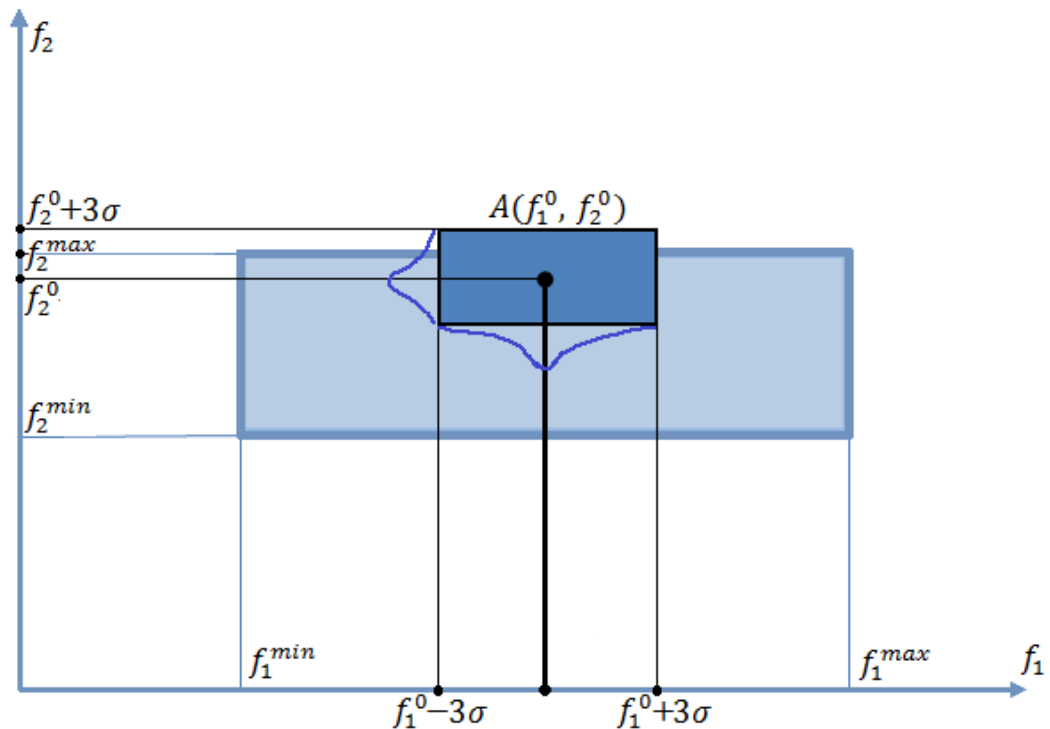


Рисунок 2.15 Зона невизначеностей в площині двох критеріїв

Як видно з рисунку 2.15, в процесі переходу від точкової оцінки рішення до інтервальної її зона невизначеностей може перевищувати критерії прийнятності, що потрібно враховувати під час прийняття рішення. Одним із способів побудови зони невизначеностей є застосування правила «трьох сигма»:

$$f_l \in [f_l^0 - 3\sigma_l, f_l^0 + 3\sigma_l], l = \overline{1, L}. \quad (2.23)$$

В цьому випадку для кожної оцінки рішення (імовірнісної і детерміністичної) повинна виконуватися умова

$$f_l^0 \pm 3\sigma_l \in [f_l^{\min}, f_l^{\max}], l = \overline{1, L}. \quad (2.24)$$

Знаючи рівень невизначеностей при прийнятті рішення необхідно знайти відповіді на два ключові питання:

- чи є рівень невизначеності прийнятним?
- які компенсуючі заходи повинні бути зроблені залежно від рівня і

природи невизначеностей?

Відповідь на перше питання залежить від рівня невизначеностей за шкалою, наведеною в таблиці 2.3. Відповідно до запропонованої класифікації рівень невизначеностей при $K_V > 50\%$ вважається високим. Очевидно, що під час прийняття рішень слід віддавати перевагу варіанту з більш низьким рівнем невизначеностей.

Для компенсації високого рівня невизначеностей під час прийняття рішень пропонується передбачити такі заходи:

- посилений моніторинг в процесі реалізації рішення;
- збільшення запасів безпеки;
- обмеження області використання рішення;
- додаткові технічні заходи, спрямовані на підвищення безпеки.

Приймаючи до уваги, що однією із практичних сфер застосування ризик-інформованих підходів є ранжування технологічного обладнання за значущістю, було адаптовано використання алгоритму швидкого сортування (англ. Quick Sort, С. А. R. Hoare) [111]-[113] для оцінки впливу невизначеностей на ранжування, що складається із таких кроків:

1. Ранжування елементів відповідно до їх значимості на основі середніх значень їх надійності/готовності (без врахування невизначеностей).

2. Визначення діапазону $[T_1, T_u]$ значень імовірності міри перевищення r_{pj}^* ; за значеннями із цього діапазону неможливо прийняти рішення про порядок ранжування $I_p > I_j$ чи $I_p < I_j$, що призводить до розгляду елементів p та j як рівно значимих (якщо додаткові обмеження – вартість, час тощо не дають можливість встановити відносну значущість між двома елементами).

3. Розрахунок імовірності зайняття окремої позиції в ранжуванні для кожного елемента $i = 1 \dots N$ із застосуванням методу Монте-Карло з повторюванням симуляцій $v = 1 \dots M$:

3.1 Симуляція щодо реалізації потоку відмов елементів $\lambda_{v1}, \dots, \lambda_{vN}$.

3.2 Визначення v показників значимості проти потоків відмов на

кроці 3.1.

3.3 Ранжування елементів по значимості.

3.4 Імовірність $P(R_i)$, що елемент i в ранжуванні на позиції $R_i = 1, 2, \dots, N$ є різницею числа симуляцій, в яких елемент i на позиції R_i і числом симуляцій M .

4. Для ранжування елементів:

4.1 Вихідний порядок елементів у ранжуванні визначений на кроці 1.

4.2 Вибір найбільш значимого елемента як опорного, тобто елемент із найбільшою імовірністю бути найзначимішим.

4.3 Розрахувати міру перевищення r_{pj}^* між елементами p та j з $j=p+1, p+2$:

$$r_{pj}^* = P(R_p \geq R_j) = \sum_{R_p=1}^n p(R_i) \sum_{R_j=1}^{R_p} p(R_j) \quad (2.25)$$

де, R_p - місце в ранжуванні p ;

R_j - місце в ранжуванні j .

4.4 Якщо $r_{pj}^* > Tu$, елемент p залишається в поточній позиції, якщо $Tl < r_{pj}^* < Tu$ елемент j переставляється на позицію R_p , в іншому випадку якщо $r_{pj}^* < Tl$ елементи p та j міняються місцями.

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

2.7 Висновки до розділу 2

В цьому розділі представлена розроблена в рамках дисертаційного дослідження процедура оцінювання невизначеностей ІАБ, яка охоплює всі ключові етапи починаючи від ідентифікації джерел невизначеностей до інтерпретації результатів оцінювання.

За результатами аналізу технічних елементів ІАБ були визначені основні джерела невизначеностей імовірнісних моделей. Встановлені джерела невизначеностей є загальними та можуть бути використані для імовірнісних моделей, які на даний час розроблені чи розробляються для об'єктів атомної енергетики України.

Для підготовки первинної інформації визначено склад та структуру вихідних даних та запропоновано використання баз даних ІАБ.

Представлені різні методи оцінювання невизначеностей: статистичні та аналітичні, визначені їх переваги та обмеження. Вибір конкретного методу оцінювання невизначеностей залежить від класу невизначеностей та наявності первинних даних для моделювання невизначеностей. Узагальнена інформація щодо застосовних методів оцінювання невизначеностей імовірнісних моделей ІАБ наведена у таблиці 2.4.

Таблиця 2.4

Теорія та методи оцінювання невизначеностей

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

За результатами оцінювання та інтерпретації невизначеностей ІАБ важливою задачею є врахування невизначеностей при прийнятті рішень. Розв'язанню цієї задачі присвячений наступний розділ.

РОЗДІЛ 3 МЕТОД ВРАХУВАННЯ НЕВИЗНАЧЕНОСТЕЙ ПРИ ПРИЙНЯТТІ РИЗИК-ІНФОРМОВАНИХ РІШЕНЬ

3.1 Базові принципи ризик-інформованого прийняття рішень

На підставі результатів огляду літератури та вивчення сучасного стану проблематики оцінювання невизначеностей ІАБ, у розділі 1 зроблено висновок щодо відсутності у національній нормативній базі принципів прийняття ризик-інформованих рішень. Цей підрозділ присвячений усуненню цієї прогалини у нормативній базі України. Базові принципи, які представлені далі були впровадженні у нормативному документі [19].

Першочергово сформовано цілі ризик-інформованого прийняття рішень з безпеки об'єктів атомної енергетики:

- підвищення безпеки завдяки визначенню та врахуванню факторів, які мають домінуючий вплив на безпеку та реалізації заходів з підвищення безпеки;
- комплексна всебічна оцінка впливу рішень на безпеку з урахуванням результатів оцінок ризику на доповнення до детерміністичних оцінок та досвіду експлуатації;
- оптимізація експлуатації завдяки зосередженню ресурсів на домінуючих за впливом на безпеку факторах, спорудах, системах і елементах;
- обґрунтоване зниження надмірного консерватизму та обмежень, які були враховані при розробці проекту і обґрунтуванні безпеки.

Ризик-інформоване прийняття рішень дає змогу підвищити безпеку та надійність, знизити радіаційний вплив на персонал та підвищити ефективність експлуатації шляхом:

- визначення та усунення проблем безпеки;
- вдосконалення та оптимізації технічного обслуговування, ремонту і випробувань споруд, систем та елементів з метою забезпечення їх

надійності, достатньої для підтримання досягнутого рівня безпеки;

- зосередження уваги на спорудах, системах і елементах, які мають домінуючий вплив на безпеку.

Розроблені базові принципи ризик-інформованого прийняття рішень на об'єктах атомної енергетики, що полягають у наступному:

- Принцип 1. Забезпечення реалізації стратегії глибокоешелонованого захисту (ГЕЗ) незалежно від значення ризику;
- Принцип 2. Використання оцінок ризику як доповнення до детерміністичного аналізу безпеки (оцінки ризику не застосовуються як єдиний критерій для прийняття рішень);
- Принцип 3. Дотримання критеріїв безпеки, встановлених в Загальних положеннях з безпеки об'єктів атомної енергетики;
- Принцип 4. Дотримання проектних меж;
- Принцип 5. Дотримання вимог норм, правил та стандартів з ядерної та радіаційної безпеки;
- Принцип 6. Забезпечення технічної якості імовірнісного та детерміністичного аналізу безпеки, що є основою для ризик-інформованого прийняття рішень.

Існуючий взаємозв'язок між методологією імовірнісного і детерміністичного аналізу безпеки продемонстровано на прикладі реалізації стратегії ГЕЗ (рисунок 3.1) [114].

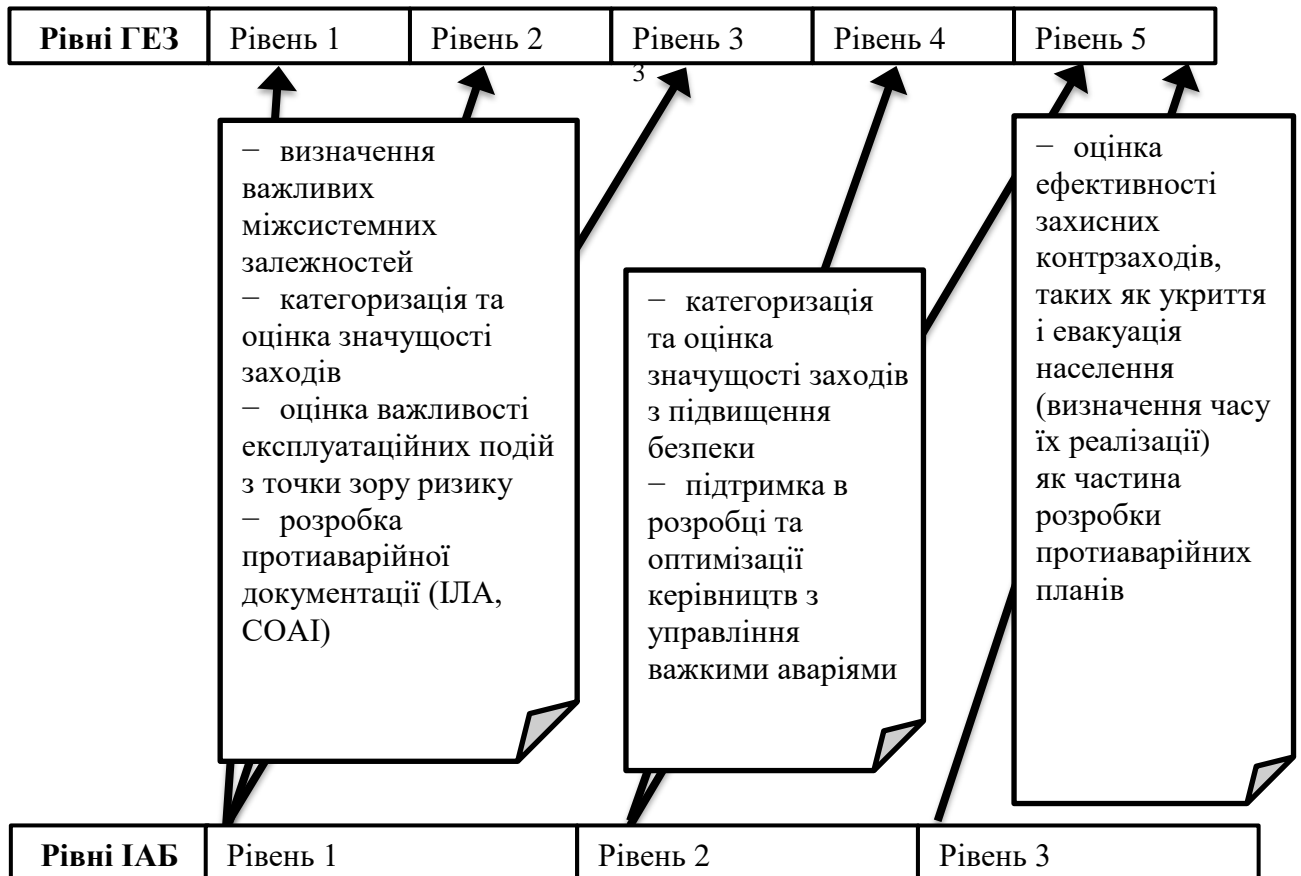


Рисунок 3.1 Взаємозв'язок рівнів ГЕЗ та рівнів ІАБ

Розроблені кількісні критерії для прийняття ризик-інформованих рішень, що полягають у наступному.

Прийняття ризик-інформованих рішень про впровадження модифікації на АЕС, важливої для безпеки, щодо діючих енергоблоків АЕС дозволяється за умови, що це не призведе до підвищення значення ЧПАЗ і ЧГАВ, що оцінюються, або підвищення значення ЧПАЗ та ЧГАВ, що оцінюються, є незначним ($\Delta\text{ЧПАЗ} < 1 \times 10^{-7}$ на реактор за рік, $\Delta\text{ЧГАВ} < 1 \times 10^{-8}$ на реактор за рік). Водночас впровадження ризик-інформованого прийняття рішень щодо енергоблоків, значення ЧПАЗ яких перевищує 1×10^{-5} на реактор за рік або значення ЧГАВ перевищує 1×10^{-6} на реактор за рік, дозволяється виключно за умови реалізації коригувальних заходів, які належать до тієї самої функції безпеки, що й саме рішення, та забезпечують неперевищення поточних значень ЧПАЗ та ЧГАВ.

Прийняття ризик-інформованих рішень про впровадження модифікації, важливої для безпеки АЕС, щодо енергоблоків АЕС, проекти яких на момент набрання чинності [19] не були затверджені в установленому порядку, дозволяється за умови, що це не призведе до підвищення значення ЧПАЗ і ЧГАВ, що оцінюються, або підвищення значення ЧПАЗ та ЧГАВ, що оцінюються, є незначним ($\Delta\text{ЧПАЗ} < 5 \times 10^{-8}$ на реактор за рік, $\Delta\text{ЧГАВ} < 1 \times 10^{-9}$ на реактор за рік). Водночас впровадження ризик-інформованого прийняття рішень щодо енергоблоків, значення ЧПАЗ яких перевищує 5×10^{-6} на реактор за рік або значення ЧГАВ перевищує 1×10^{-7} на реактор за рік, дозволяється виключно за умови реалізації коригувальних заходів, які належать до тієї самої функції безпеки, що й саме рішення, та забезпечують неперевіщення поточних значень ЧПАЗ та ЧГАВ.

Для реалізації практичних завдань з використанням ризик-інформованих підходів під час прийняття рішень рекомендовані такі імовірнісні показники:

- при оцінці та ранжуванні порушень у роботі АЕС для детального їх аналізу та розробки відповідних коригувальних заходів обираються ті порушення в роботі АЕС, за яких умовна імовірність переходу порушення у важку аварію становить 10^{-3} або більше;
- для оптимізації програм технічного обслуговування, а також підтримки інспекційної діяльності під час виконання ранжування споруд, систем та елементів АЕС за їх впливом на безпеку як критерієм високої значимості використовуються значення показників $FV \geq 10^{-3}$ та $RAW \geq 2$.

Запропоновані наступні етапи прийняття ризик-інформованих рішень з безпеки АЕС:

Етап 1. Визначення предмета ризик-інформованого прийняття рішення та варіантів його реалізації;

Етап 2. Визначення переліку вимог та критеріїв, яких потрібно дотримуватися при реалізації рішення;

Етап 3. Оцінка дотримання визначених вимог та критеріїв;

Етап 4. Прийняття ризик-інформованого рішення;

Етап 5. Реалізація та моніторинг ефективності реалізації рішення.

Далі представлено опис етапів прийняття ризик-інформованих рішень.

Етап 1. Предметом ризик-інформованого прийняття рішень можуть бути будь-які модифікації АЕС, важливі для безпеки, зокрема спрямовані на оптимізацію експлуатації АЕС, порушення в роботі АЕС, проблеми безпеки, заходи з підвищення ефективності державного регулювання безпеки використання ядерної енергії тощо.

При визначенні варіантів реалізації ризик-інформованого рішення враховуються:

- вплив на безпеку АЕС;
- досвід реалізації аналогічних рішень, зокрема міжнародний досвід;
- сучасні методи та засоби реалізації;
- оптимізація затрат ресурсів на реалізацію рішення.

Етап 2. При ризик-інформованому прийнятті рішень визначаються критерії прийнятності, яким має відповідати рішення. До таких критеріїв прийнятності належать:

- вимоги норм, правил та стандартів з ядерної та радіаційної безпеки – виконується аналіз нормативно-правового акта для визначення нормативних вимог, що стосуються рішення;
- детерміністичні вимоги – визначаються критерії прийнятності, спрямовані на забезпечення відповідності ризик-інформованого рішення принципам 1, 3÷6;
- імовірнісні вимоги – визначаються критерії, спрямовані на забезпечення відповідності ризик-інформованого рішення принципам 2, 3, 5, 6;
- інші критерії прийнятності, зокрема (але не обмежуючись) – радіаційний вплив на персонал АЕС та довкілля, експлуатаційні витрати, врахування досвіду експлуатації, забезпечення фізичного захисту, зменшення обсягів радіоактивних відходів.

Критерії прийнятності визначаються для кожного предмета ризик-

інформованого рішення з урахуванням специфічних особливостей рішення.

Етап 3. Для кожного варіанта ризик-інформованого рішення виконуються оцінки дотримання критеріїв прийнятності, визначених на етапі 2.

Для обґрунтування дотримання детерміністичних вимог підтверджується таке:

- зберігається баланс між запобіганням важкому пошкодженню активної зони, запобіганням виходу радіоактивних речовин в навколишнє природне середовище та пом'якшенням наслідків;
- забезпечується виконання функцій безпеки із необхідним резервуванням та незалежністю систем;
- зберігається захист від можливих відмов через загальні причини та виконується оцінка можливості появи нових механізмів відмов через загальні причини;
- відсутнє зниження незалежності фізичних бар'єрів безпеки;
- забезпечується захист від помилок персоналу;
- забезпечується дотримання критеріїв прийнятності детерміністичного аналізу безпеки, прийнятих при розробці звіту з аналізу безпеки, з урахуванням невизначеності аналізу.

Для обґрунтування дотримання імовірнісних вимог підтверджується таке:

- дотримуються імовірнісні показники прийняття ризик-інформованих рішень;
- забезпечується достатній обсяг, рівень деталізації та технічна якість ІАБ для оцінки ризик-інформованого рішення;
- виконано ідентифікацію та аналіз наявних невизначеностей моделювання у частині вихідних даних, припущень моделювання та обсягу аналізу, а також стохастичного характеру імовірнісних процесів. Невизначеності враховуються під час прийняття ризик-інформованого рішення.

Етап 4. Ризик-інформоване рішення приймається на основі результатів оцінки сукупності критеріїв прийнятності.

Етап 5. У процесі реалізації ризик-інформованого рішення проводиться постійний моніторинг для оцінки реального впливу і наслідків рішення. Мета моніторингу полягає у тому, щоб упевнитися, що ризик-інформоване рішення коректно реалізовано і не призводить до несприятливих і небажаних результатів, які впливають на безпеку та експлуатацію АЕС. Оцінка фактичного впливу рішення на безпеку або експлуатацію енергоблока виконується із застосуванням кількісних та якісних критеріїв прийнятності, зазначених у пункті 3 цього розділу. Додатково можуть бути встановлені критерії прийнятності для оцінки досвіду експлуатації енергоблока АЕС з урахуванням реалізованого рішення. За результатами моніторингу робиться висновок або щодо коректності рішення, або щодо необхідності його заміни на інше рішення, або щодо скасування.

Місце аналізу невизначеності в процесі прийняття ризик-інформованих рішень наведено на рисунку 3.2.

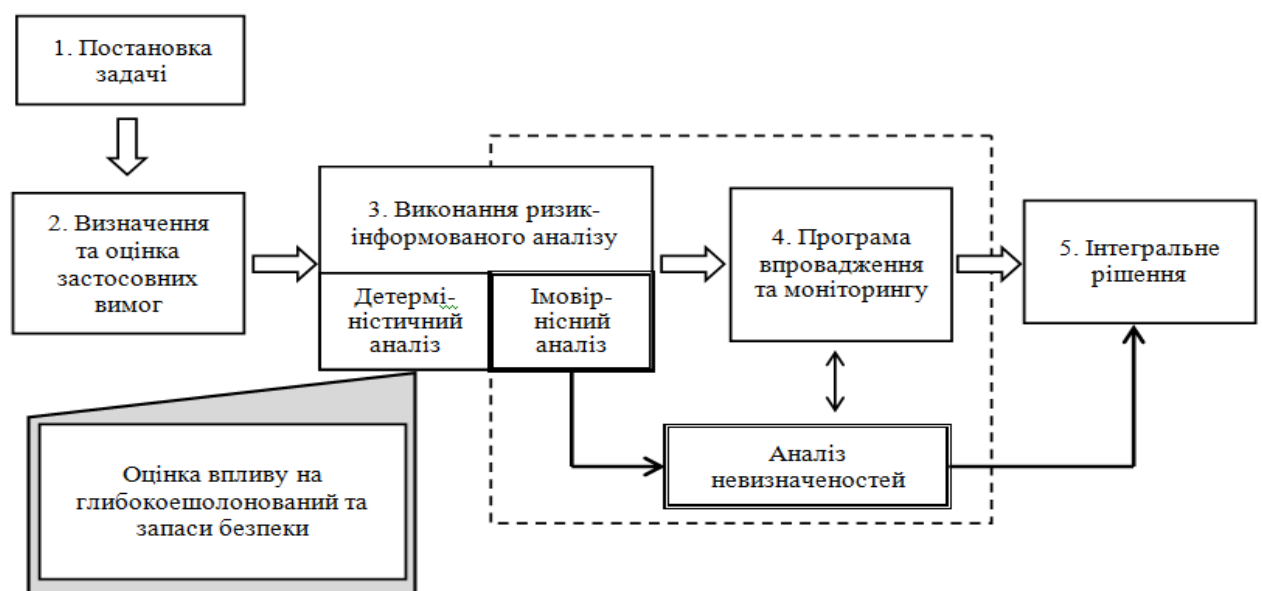


Рисунок 3.2 Аналіз невизначеності при прийнятті ризик-інформованих рішень

Необхідним інструментом для виконання оцінок ризику в складі ризик-інформованого прийняття рішень є Оперативний імовірнісний аналіз безпеки (ОІАБ) [119],[120].

Розроблено концепцію ОІАБ, що включає дві складові - безпосередньо розрахункову модель ОІАБ і процес оновлення ОІАБ. Результатом першої складової є розрахунок ЧПАЗ, ЧГАВ, другої – процедура врахування змін на енергоблоці для забезпечення відповідності розрахункових величин конфігурації енергоблока (рисунок 3.3).

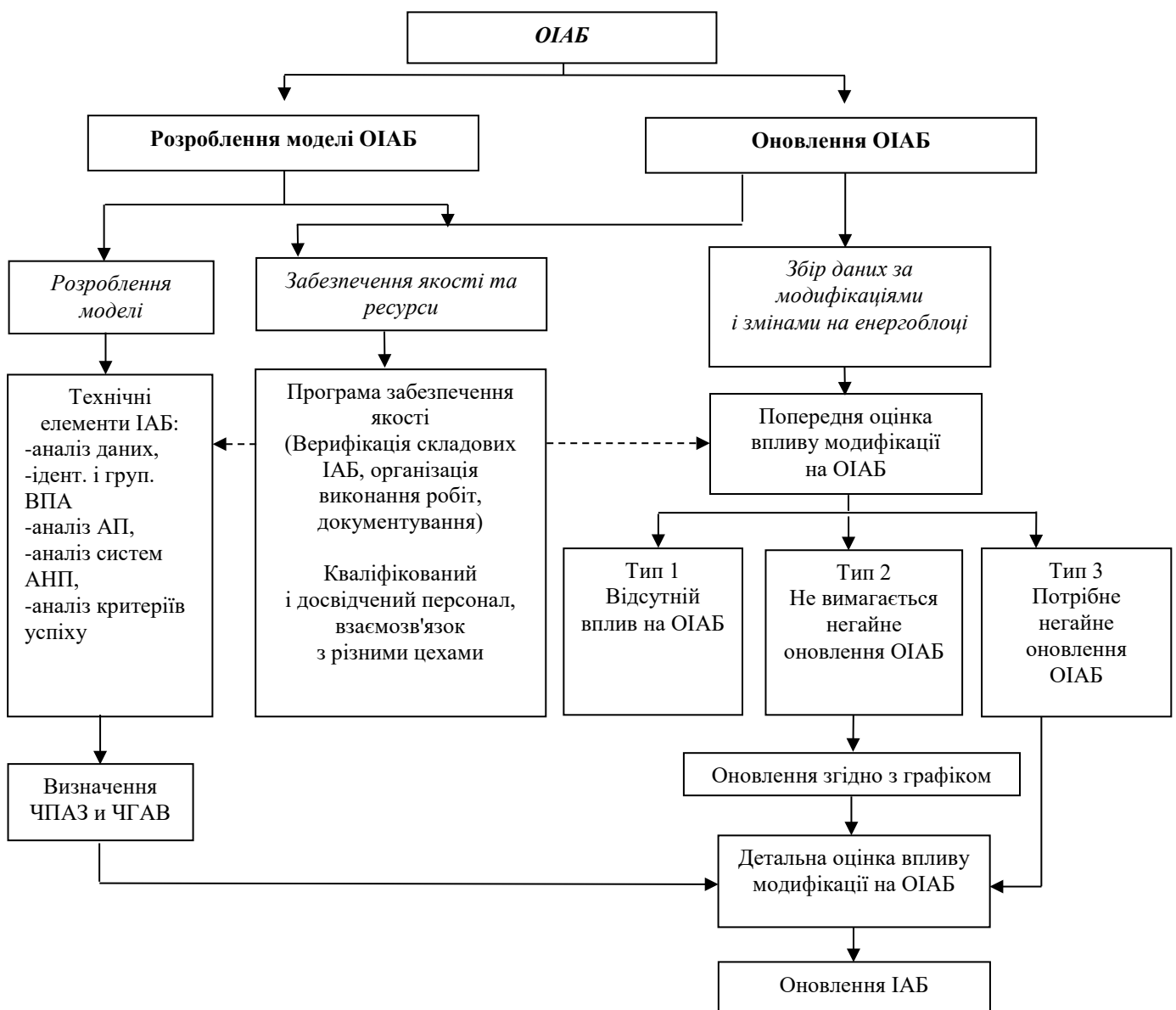


Рисунок 3.3 Складові ОІАБ

Питання розробки імовірнісних моделей ІАБ (як першого, так і другого

рівнів) на цей час добре вивчене (огляд літератури представлений у розділі 1).

Пропонується виділити кілька етапів супроводу ОІАБ:

1. Збір даних, ідентифікація модифікацій енергоблока і їх попередня оцінка. Якісний аналіз модифікацій АЕС щодо імовірнісних моделей ОІАБ (включно з припущенням моделювання), даних і результатів. Після аналізу можуть бути прийняті такі рішення:

- модифікація не впливає на аспекти ОІАБ і оновлення не потрібно. У такому разі документуються модифікація і попередня оцінка;
- модифікація енергоблока впливає на будь-який аспект ОІАБ, але потреба в негайному оновленні ОІАБ відсутня. Модифікація і попередня оцінка документуються і зберігаються до наступного планового оновлення ОІАБ;
- розглянута модифікація енергоблока впливає на будь-який технічний елемент ОІАБ і потрібне негайне оновлення ОІАБ. Водночас планується і виконується оновлення ОІАБ, документуються модифікація і попередня оцінка.

2. Оцінка впливу модифікації енергоблока на ОІАБ. Виконується оцінка відповідності модифікацій АЕС та технічних елементів (ТЕ) моделі ОІАБ, які викладені в таблиці 3.1. Оцінюють необхідність виконання додаткових аналізів, наприклад теплогідравлічних розрахунків для підтвердження прийнятих припущень, обробки даних щодо надійності обладнання, і виконання дій зі збору даних, необхідних для оновлення ОІАБ.

3. Оновлення ОІАБ. У моделі ОІАБ реалізуються необхідні зміни, виконується кількісна оцінка моделей ОІАБ і аналіз отриманих результатів.

ОІАБ має містити достовірну і доказову основу, для цього необхідно забезпечити можливість його оновлення по мірі: модифікацій енергоблока; отримання зворотного зв'язку від внутрішнього і зовнішнього досвіду експлуатації; поглибленого розуміння теплогідравлічних процесів або розвитку аварії й вдосконалення техніки моделювання. Оновлення необхідне для обліку:

конструктивних змін (наприклад, внаслідок модифікації устаткування або систем); експлуатаційних змін (наприклад, внаслідок зміни інструкцій і процедур); організаційних змін.

Частота оновлення ОІАБ, прийнята в міжнародній практиці, варіюється для різних АЕС. Однак, дуже важливо відстежувати всі зміни, що відбуваються і оцінювати їх вплив на результати ІАБ. Якщо зміни значні, необхідно оновити ІАБ якомога швидше. В іншому разі їх потрібно додати до списку змін, які будуть враховані під час наступного оновлення ІАБ. Частота оновлення істотно залежить від передбачуваної прикладної задачі, при цьому чотирьох-п'ятирічний період (один паливний цикл) розглядається як максимально можливий період оновлення, щоб не ставити під сумнів загальну застосовність ОІАБ. Зазвичай розрахункові моделі оновлюються після планово-попереджувальних ремонтів (ППР), повне оновлення документації може бути виконано пізніше.

Оскільки кожна модифікація енергоблока оцінюється в міру її впровадження, рекомендується не накопичувати пакет таких оцінок за період більше одного року. У разі відсутності модифікацій, які вимагають зміни в моделях ОІАБ, оновлення проводиться не рідше одного разу на чотири-п'ять років. ОІАБ повинен оновлюватися під час кожного його використання для обґрунтування змін в ліцензійній основі. Якщо він використовується для обґрунтування, і за звітний період не було модифікацій, які потребують зміни моделей ОІАБ, то оновлення виконується формально, тобто в складі обґрунтовуючих документів повинен бути звіт, який підтверджує відсутність модифікацій енергоблока або відсутність їх впливу на моделі та результати ОІАБ. Для забезпечення адекватного уявлення в моделі енергоблока, оновлення виконується після проведення модифікації енергоблока. Після кожної модифікації строки оновлення ОІАБ і документування даних встановлюються залежно від впливу модифікації на рівень безпеки енергоблока.

Документування даних можна розділити на два основних напрями: документування вихідних даних за проведеними модифікаціям енергоблока і документування результатів перегляду ОІАБ у разі термінового і планового

оновлення. Під час документування вихідних даних щодо модифікацій енергоблока всі модифікації повинні бути задокументовані в матеріалах з оновлення. У разі істотних змін можлива розробка нової версії відповідного документа ОІАБ. Незалежно від значущості модифікації необхідно оновити всі бази даних, які використовуються в ОІАБ, для відображення поточного стану інформації щодо енергоблоку.

Документування змін даних і висновків виконується ітеративно в процесі оновлення ІАБ. Всі необхідні модифікації записуються в базу даних щодо оновлення. За потреби термінової зміни, в ОІАБ вноситься інформація щодо цієї конкретної модифікації або за всіма модифікаціями, що накопичилися до цього часу. Під час проведення детальної оцінки впливу модифікації на ОІАБ можливе виконання розрахунків з використанням теплогідрравлічних та імовірнісних моделей.

Аналізи в рамках ОІАБ повинні виконуватися інженерним персоналом відповідної кваліфікації. Мінімальні вимоги щодо кваліфікації персоналу: досвід роботи на енергоблоці і знання систем, обладнання, експлуатаційної документації та досвіду експлуатації енергоблока; знання базової методології ІАБ (цілі і завдання ІАБ, ТЕ і процес розробки ІАБ). Персонал, який виконує завдання зі співвідношення модифікації з технічними елементами ІАБ і оновлення ОІАБ, повинен добре знати прийняті під час виконання ІАБ підходи і допущення, а також відповідні розрахункові моделі.

Для розробки та оновлення ОІАБ на енергоблоці повинна бути постійно діюча група (або підрозділ) інженерного персоналу в складі (щонайменше):

- інженера з аналізу систем (фахівець зі знанням систем, обладнання, експлуатаційної документації та досвіду експлуатації енергоблока на різних потужностях);
- інженера з аналізу даних (фахівець зі збору та аналізу даних щодо надійності обладнання і частот ВПА);
- інженера з аналізу надійності персоналу (фахівець з ідентифікації та

- кількісної оцінки надійності оперативного та ремонтного персоналу);
- інженера з ІАБ – фахівця з розробки ДП і ДВ, а також інших імовірнісних моделей.

Якість виконуваних робіт в рамках впровадження ОІАБ має забезпечуватися з урахуванням вимог інструкцій із забезпечення якості під час аналізу та оцінки безпеки. Використовувані в роботі керівництва, процедури та інструкції мають містити кількісні та якісні критерії прийнятності для гарантії того, що важливі дії були виконані задовільно, відповідно до прийнятих стандартів і методів.

Розподіл модифікацій за типами для різних технічних елементів ІАБ. Основною проблемою під час оновлення ІАБ є правильний розподіл усіх змін (модифікацій) АЕС за типами, що є початком для подальшого внесення змін до моделі ОІАБ. Для вирішення цієї проблеми розроблено систематичний логічний підхід співвіднесення модифікацій з різними ТЕ і запропоновано якісні та кількісні критерії розподілу. Результати роботи структуровані в таблицях 3.1 та 3.2.

Таблиця 3.1

ТЕ для ІАБ першого рівня

ТЕ	Розподіл модифікацій за типами		
	1 тип	2 тип	3 тип
1	2	3	4
Аналіз даних	Відмінності параметрів надійності менш ніж на порядок; немає відмінностей по можливості відмов із загальної причини	Відмінності параметрів надійності близькі до порядку; вплив на можливість виникнення відмов із загальної причини	Відмінності параметрів надійності більш ніж на порядок; виключення відмов із загальної причини або виникнення нових відмов із загальної причини з умовною імовірністю більше 1.0E-01 / рік.

1	2	3	4
Ідентифікація та групування ВПА	Відмови не можуть бути причиною нової ВПА або новою причиною вже змодельованої ВПА	Відмови можуть бути новою причиною змодельованої ВПА; оціночна частота виникнення ВПА внаслідок нової причини $1.0E-01 - 1.0E-07$ 1 / рік (виконується хоча б одна з умов)	Відмови можуть бути причиною нової ВПА, яке не може групуватися з модельованими ВПА, і оціночна частота ВПА перевищує $1.0E-01$ 1 / рік.
Аналіз аварійних Послідовностей (АП)	Модифікація не впливає на розвиток АП; модифікація призводить до виникнення нової АП з ЧПАЗ, яка не перевищує $1.0E-08$ 1 / рік	Модифікація вимагає моделювання нової функції безпеки в ДП; модифікація призводить до виникнення нової АП з ЧПАЗ, яка перевищує $1.0E-08$ 1 / рік, але становить не більше 10% сумарної ЧПАЗ	Модифікація призводить до зміни сумарної ЧПАЗ, яка перевищує 10%
Аналіз систем	Модифікація не пов'язана з системами, які змодельовані або враховані в ІАБ; модифікація не змінює існуючі комбінації відмов, які можуть перешкоджати виконанню системою необхідних функцій; нова система не виконує безпосередньо і не впливає на виконання функцій безпеки (ФБ), змодельованих в ІАБ	Модифікація впливає на виконання ФБ, змодельованих в ІАБ, і вже врахована в ІАБ; модифікація змінює існуючі комбінації відмов, які можуть перешкоджати виконанню системою необхідних функцій, оцінна вірогідність нової комбінації не перевищує $1.0E-03$ 1 / рік	Модифікація змінює існуючі комбінації відмов, які можуть перешкоджати виконанню системою необхідних функцій, імовірність нової комбінації перевищує $1.0E-03$ 1 / рік

1	2	3	4
Аналіз надійності персоналу (АНП)	Модифікація призводить до незначних змін часу, необхідного на виконання механічних дій персоналу; модифікація письмових процедур призводить до змін в додаткових проміжних діях персоналу	Модифікація пов'язана зі змінами в ергономіці блочного щита управління; оцінке зміна імовірності помилки персоналу внаслідок модифікації не перевищує 50% (наприклад, зміна алгоритмів управління системою)	Модифікація призводить до значних змін в порядку виконання важливих дій та імовірності помилки персоналу (приклад: впровадження симптомно-орієнтованих протиаварійних процедур)
Аналіз критеріїв успіху	Модифікація не пов'язана зі змінами технічних характеристик (робочий тиск і витрата, залежність працездатності від зовнішніх умов) основного обладнання	Модифікація не впливає суттєво на тимчасові характеристики аварійної послідовності; модифікація пов'язана зі змінами технічних характеристик основного обладнання, але це не призводить до зміни критерію успіху щодо необхідної кількості каналів або систем	Модифікація істотно впливає на тимчасові характеристики аварійного процесу, що призводить до зміни імовірності відмов персоналу; модифікація призводить до зміни критерію успіху щодо необхідної кількості каналів або систем
Кількісна оцінка	Не залежить безпосередньо від будь-якої модифікації енергоблока. Можливі зміни, пов'язані з удосконаленням техніки моделювання		

В таблиці 3.2, яка представлена нижче, наведені ТЕ, специфічні для складових ІАБ другого рівня.

ТЕ для ІАБ другого рівня

ТЕ	Розподіл модифікацій за типами		
	1 тип	2 тип	3 тип
Інтерфейс між ІАБ першого і другого рівнів	Модифікація не призводить до необхідності моделювання нової вузлової події в діаграмі групування СПЕ і не впливає на атрибути з'єднувального ДП	Модифікація не призводить до необхідності моделювання нової вузлової події в діаграмі групування СПЕ, але впливає на числові характеристики СПЕ	Модифікація зумовлює моделювання нової вузлової події в діаграмі групування СПЕ; модифікація впливає на атрибути з'єднувального ДП і істотно збільшує числові показники СПЕ
Аналіз міцнісних характеристик ГО	Модифікація не приводить до нового виду відмови ГО, а зміни характеристик елементів ГО не впливають на міцність ГО	Модифікація не приводить до нового виду відмови ГО, але є незначний вплив на моделювання ГО, частоту і величину радіоактивних викидів	Модифікація призводить до нового виду відмови ГО або значного впливу на моделювання ГО або частоту радіоактивних викидів
Аналіз розвитку важких аварій	Модифікація не призводить до значних змін у розвитку важкої аварії і не впливає на працездатність систем і устаткування ГО	Модифікація пов'язана зі змінами систем та елементів, але ці зміни не можуть істотно змінити розвиток важкої аварії, величину і частоту радіоактивних викидів	Модифікація пов'язана зі змінами конструкцій і елементів ГО, а також конфігурацій систем, які запобігають розвитку або обмежують наслідки важких аварій
Визначення викиду радіоактивних р-н	Не залежить безпосередньо від будь-якої модифікації енергоблока. Можливі зміни, пов'язані з удосконаленням техніки моделювання.		

3.2 Метод врахування невизначеностей при прийнятті ризик-інформованих рішень

В розвиток нормативних вимог щодо ризик-інформованих рішень

(підрозділ 3.1), розроблено метод врахування невизначеностей при прийнятті ризик-інформованих рішень на об'єктах атомної енергетики (рисунок 3.4), який складається із двох структурних блоків:

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



Рисунок 3.4 Схема прийняття ризик-інформованого рішення з урахуванням невизначеностей

3.2.1 Врахування невизначеностей під час перевірки дотримання нормативних критеріїв безпеки

Розглянемо проблему перевірки відповідності імовірнісних показників безпеки нормативним критеріям в загальній постановці [121]. Нехай є деякий показник безпеки x_0 і його гранично допустиме значення $x_{\text{доп}}$ (нормативний критерій безпеки). Умова дотримання критерію безпеки записується так:

$$x_0 \leq x_{\text{доп}}. \quad (3.1)$$

Вираз (3.1) описує детерміністичну ситуацію аналізу, коли передбачається наявність точного значення показника безпеки x_0 і безумовне дотримання (або недотримання) критерію. Припустимо наявність невизначеності в значенні x_0 і будемо розглядати x_0 як математичне сподівання $x_0 = M[x]$ випадкової величини x , розподіленої по одному з відомих законів розподілу з щільністю імовірності $f(x)$ і функцією розподілу $F(x)$.

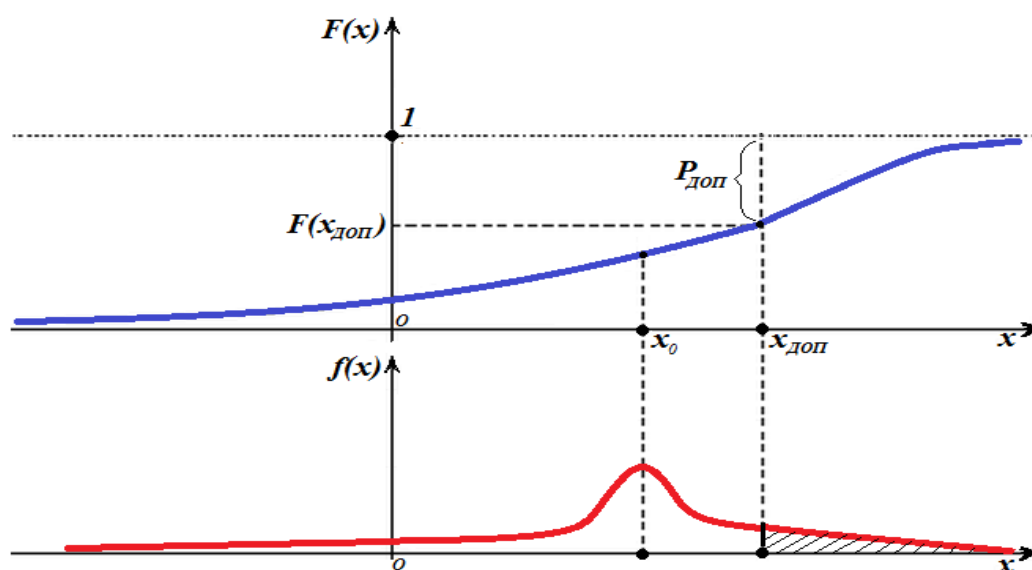


Рисунок 3.5 Невизначеність значення показника безпеки

Як видно з рисунку 3.5, імовірність того, що випадкова величина не перевищить гранично допустиме значення $x_{\text{доп}}$, буде визначатися значенням функції розподілу

$$P(x \leq x_{\text{доп}}) = F(x_{\text{доп}}). \quad (3.2)$$

Таким чином, при стохастичній постановці завдання завжди є певна імовірність перевищення гранично допустимого значення $x_{\text{доп}}$, яка буде визначатися виразом

$$P_{\text{доп}} = P(x > x_{\text{доп}}) = 1 - P(x \leq x_{\text{доп}}) = 1 - F(x_{\text{доп}}). \quad (3.3)$$

На рисунку 3.5 значення $P_{\text{доп}}$ дорівнює площі заштрихованої області (правий «хвіст») функції густини імовірності $f(x)$:

$$P_{\text{доп}} = \int_{x_{\text{доп}}}^{\infty} f(x) dx = 1 - \int_{-\infty}^{x_{\text{доп}}} f(x) dx \quad (3.4)$$

Прийнятне значення імовірності перевищення $P_{\text{доп}}$ допустимого значення критерію $x_{\text{доп}}$ – предмет окремого дослідження; з практичних міркувань можна стверджувати, що це повинна бути дуже мала величина.

Загалом, для довільного закону розподілу отримання інтеграла $\int_{-\infty}^{x_{\text{доп}}} f(x) dx$ може бути досить складною задачею, тому що він не завжди може бути виражений через елементарні функції. У низці випадків вирішення задачі можливе тільки наближено чисельними методами.

Отже, загальний алгоритм дій під час перевірки відповідності критерію безпеки буде виглядати так:

1. Розрахувати значення показника безпеки x_0 .
2. Задати значення $x_{\text{доп}}$.
3. Перевірити умову (3.1). Якщо вона виконується, перейти далі до п. 4.
4. Задати параметри невизначеності, розглядаючи x_0 як оцінку середнього значення випадкової величини x , розподіленої по деякому закону з щільністю імовірності $f(x)$.
5. Розрахувати $P_{\text{доп}}$, використовуючи вираз (3.4).
6. Прийняти рішення про прийнятність або неприйнятність отриманого значення $P_{\text{доп}}$, імовірності перевищення значення $x_{\text{доп}}$.

Розрахунок $P_{\text{доп}}$ для нормального закону розподілу. Нормальний закон розподілу (закон Гаусса) грає виключно важливу роль в теорії імовірностей і має серед інших законів розподілу особливе значення. Це – закон розподілу,

що найбільш часто зустрічається на практиці. Головна особливість, що виділяє нормальний закон серед інших, полягає в тому, що він є граничним, до якого наближаються інші закони розподілу. Можна показати, що невизначеності ІАБ є сума досить великого числа незалежних випадкових величин (невизначеностей БП).

Яким би законам розподілу не були підпорядковані окремі випадкові величини, особливості цих розподілів в сумі великого числа доданків нівелюються, і сума виявляється підлеглою закону, близькому до нормального (центральна гранична теорема).

Тому аналіз невизначеностей за нормальним законом розподілу становить першочерговий практичний інтерес.

Нормальний закон розподілу характеризується щільністю імовірності виду

$$f(x) = \frac{1}{\sqrt{2\pi}\sigma} e^{-\frac{(x-m)^2}{2\sigma^2}} \quad (3.5)$$

де $m = M[x]$ – математичне сподівання величини x ;

$\sigma^2 = D[x]$ – її дисперсія.

Крива розподілу за нормальним законом має симетричний пагорбоподібний вигляд. Максимальна ордината кривої, що дорівнює $\frac{1}{\sqrt{2\pi}\sigma}$, відповідає точці $x = m$; в міру віддалення від точки m густина розподілу падає, і при $x \rightarrow \pm\infty$ крива асимптотично наближається до осі абсцис.

Функція розподілу величини з нормальним законом розподілу має вигляд

$$F(x) = \int_{-\infty}^x f(x) dx = \frac{1}{\sqrt{2\pi}\sigma} \int_{-\infty}^x e^{-\frac{(x-m)^2}{2\sigma^2}} dx. \quad (3.6)$$

Випадкова величина x має стандартний нормальний розподіл, якщо $m = M[x] = 0$ і $\sigma = \sqrt{D[x]} = 1$. У такому разі густина і функція розподілу

стандартного нормального розподілу мають вигляд

$$f(x) = \frac{1}{\sqrt{2\pi}} e^{-\frac{x^2}{2}}; \quad (3.7)$$

$$F(x) = \Phi(x) = \frac{1}{\sqrt{2\pi}} \int_{-\infty}^x e^{-\frac{x^2}{2}} dx. \quad (3.8)$$

Вираз $\Phi(x) = \frac{1}{\sqrt{2\pi}} \int_{-\infty}^x e^{-\frac{x^2}{2}} dx$ називається функцією Лапласа.

Функція розподілу нормально розподіленої величини x з довільними значеннями m та σ виражається через функцію Лапласа так:

$$F(x) = \Phi(x) = \Phi\left(\frac{x-m}{\sigma}\right). \quad (3.9)$$

Випадкову величину $h = \frac{x-m}{\sigma}$ називають стандартизованою або нормованою випадковою величиною; вона має стандартний нормальний розподіл.

Повернемося до виразу (3.4), вважаючи $x_0 = M[x] = m$ як середнє випадкової величини x з нормальним законом розподілу і дисперсією σ^2 , знайдемо імовірність перевищення допустимого значення $x_{\text{доп}}$ критерію безпеки:

$$P_{\text{доп}} = 1 - \int_{-\infty}^{x_{\text{доп}}} f(x) dx = 1 - \frac{1}{\sqrt{2\pi}\sigma} \int_{-\infty}^{x_{\text{доп}}} e^{-\frac{(x-x_0)^2}{2\sigma^2}} dx, \quad (3.10)$$

або

$$P_{\text{доп}} = 1 - \Phi\left(\frac{x_{\text{доп}} - x_0}{\sigma}\right). \quad (3.11)$$

Отже, імовірність перевищення допустимого значення критерію розраховується як функція нормованої випадкової величини $h = \frac{x_{\text{доп}} - x_0}{\sigma}$:

$\frac{x_{\text{доп}} - x_0}{\sigma}$	0	0,5	1	1,5	2	2,5	3	3,5	4
$P_{\text{доп}}$	0,5	0,309	0,159	0,0668	2,28e-2	6,21e-3	1,35e-3	2,33e-4	3,17e-5

Розрахунок $P_{\text{доп}}$ для логарифмічно нормального (логнормального) закону розподілу. Логарифмічно нормальний розподіл багато в чому більш точно, ніж нормальне, описує більшість випадкових величин в природі і техніці, особливо для тих об'єктів, відмова яких виникає внаслідок зносу або втоми. Якщо величина $\ln x$ має нормальний розподіл з математичним сподіванням m і дисперсією σ , то величина x вважається логарифмічно нормально розподіленою, якщо описується наступною функцією густини імовірності:

$$f(x) = \frac{1}{\sqrt{2\pi\sigma x}} e^{-\frac{(\ln x - m)^2}{2\sigma^2}}. \quad (3.12)$$

Функція розподілу для логнормального закону має вигляд

$$F(x) = \int_{-\infty}^x f(x) dx = \frac{1}{\sqrt{2\pi\sigma}} \int_{-\infty}^x \frac{1}{z} e^{-\frac{(\ln x - m)^2}{2\sigma^2}} dx \quad (3.13)$$

і не виражається через елементарні функції.

Числові характеристики величини, розподіленої по логнормальному закону:

1) математичне сподівання

$$M[x] = e^{m + \frac{\sigma^2}{2}}; \quad (3.14)$$

2) дисперсія

$$D[x] = (e^{\sigma^2} - 1)e^{2m + \sigma^2}. \quad (3.15)$$

Нехай X – випадкова величина, розподілена по логнормальному закону з параметрами m , σ і функцією розподілу $L(x, m, \sigma)$. Тоді, відповідно до визначення логнормального закону розподілу, випадкова величина $Y = \ln(X)$ буде

розподілена нормально з математичним сподіванням $\mu = \ln(m)$ та дисперсією σ . Отже,

$$L(x, m, \sigma) = N\left(\frac{\ln x - m}{\sigma}\right), \quad (3.16)$$

де $N(x, 0, 1) = \Phi(x)$ – стандартний нормальний розподіл, який виражається через функцію Лапласа (3.8). Отже, щоб отримати значення функції розподілу для логнормального розподілу, досить обчислити значення функції розподілу для стандартного нормального розподілу.

Імовірність перевищення допустимого значення критерію $x_{\text{доп}}$ визначена виразом (3.3) для логнормального закону розподілу, буде записана так:

$$\begin{aligned} P_{\text{доп}} &= P(x > x_{\text{доп}}) = 1 - P(x \leq x_{\text{доп}}) = \\ &= 1 - F(x_{\text{доп}}) = 1 - \Phi\left(\frac{\ln x_{\text{доп}} - \mu}{\sigma}\right). \end{aligned} \quad (3.17)$$

Порівняння імовірностей $P_{\text{доп}}$ при різних законах розподілу. Цікавість для подальшого практичного використання викликає порівняння імовірності $P_{\text{доп}}$ перевищення критерію $x_{\text{доп}}$ при різних законах розподілу, за допомогою яких моделюється невизначеність у значенні показника безпеки. При цьому передбачається еквівалентність математичного сподівання і дисперсії в кожному з розподілів. Алгоритм такого порівняння буде такий:

1. Поставити загальні для всіх розподілів математичне сподівання і дисперсію випадкової величини x : $M[x] = x_0$; $D[x] = s_0^2$.

2. Розглядаючи x_0 і s_0^2 як вхідні змінні, отримати вирази для обчислення параметрів розподілів як функцій від x_0 і s_0^2 (такі вирази при різних законах розподілу отримані і наведені в таблиці 3.3).

3. Використовуючи раніше отримані формули, отримати вирази, що зв'язують $P_{\text{доп}}$ с $x_{\text{доп}}$, x_0 і s_0 , т. ч. $P_{\text{доп}} = f(x_0, s_0, x_{\text{доп}})$.

4. Порівняти отримані дані та зробити висновки.

Таблиця 3.3

Параметри розподілу

Закон розподілу	Параметри розподілу	Формули для розрахунку параметрів як $f(x_0, s_0)$
1. Нормальний: $f(x) = \frac{1}{\sqrt{2\pi}\sigma} e^{-\frac{(x-m)^2}{2\sigma^2}}$	m — математичне сподівання	$m = x_0$
	σ^2 — дисперсія	$\sigma^2 = s_0^2$
2. Логнормальний: $f(x) = \frac{1}{\sqrt{2\pi}\sigma x} e^{-\frac{(\ln x - m)^2}{2\sigma^2}}$	m — параметр масштабу	$m = \ln \frac{x_0}{\sqrt{\frac{s_0^2}{x_0^2} + 1}}$
	σ^2 — параметр форми	$\sigma^2 = \ln \left(\frac{s_0^2}{x_0^2} + 1 \right)$
3. Рівномірний: $f(x) = \begin{cases} 0, & x \notin [a, b], \\ \frac{1}{b-a}, & x \in [a, b] \end{cases}$	a — ліва границя	$a = x_0 - \sqrt{3} s_0$
	b — права границя	$b = x_0 + \sqrt{3} s_0$
4. Експоненціальний $f(x) = \lambda e^{-\lambda x}$	λ — параметр розподілу	$\lambda = \frac{1}{x_0}$
5. Гамма-розподіл: $f(x) = \frac{1}{\beta^\alpha \Gamma(\alpha)} x^{\alpha-1} e^{-\frac{x}{\beta}}$	α — параметр форми	$\alpha = \frac{x_0^2}{s_0^2}$
	β — параметр масштабу	$\beta = \frac{s_0^2}{x_0}$

За допомогою програмного засобу R статистичної обробки даних [98] складена функція, що обчислює значення як функції густини імовірності, так і функції розподілу при розглянутих п'яти законах розподілу. Як приклад, для $x_0 = 3$, $s_0 = 1$, $x_{\text{доп}} = 4$ функції густини імовірності зображені на рисунку 3.6.

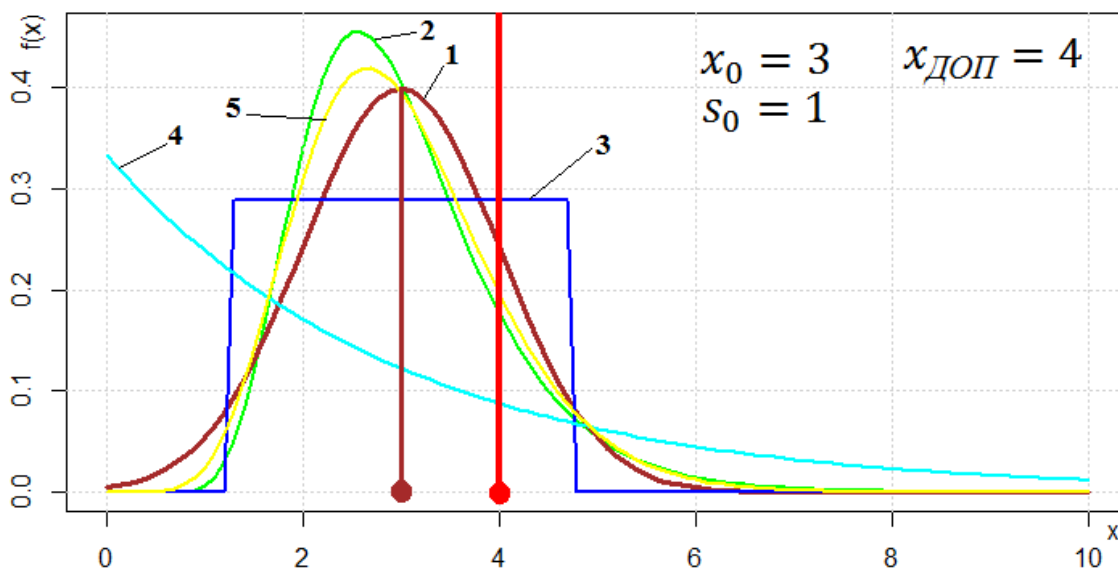


Рисунок 3.6 Приклад функції густини імовірності для різних законів розподілу

Далі були розраховані значення імовірностей перевищення заданого допустимого значення $P_{\text{доп}} = f(x_0, s_0, x_{\text{доп}})$. Отримані результати ілюструють залежність $P_{\text{доп}}$ від прийнятого закону розподілу при рівних вихідних даних:

Закон розподілу	$P_{\text{доп}} = f(x_0 = 3, s_0 = 1, x_{\text{доп}} = 4)$
Нормальний	0,1586553
Логнормальний	0,1471852
Рівномірний	0,2113249
Експоненціальний	0,2635971
Гамма-розподіл	0,1550278

Нормування допустимої імовірності $P_{\text{доп}}$ перевищення значення критерію безпеки. Загалом граничне значення $P_{\text{доп}}$ може бути визначена методом експертного оцінювання як невелика задана імовірність. Під час нормування значення $P_{\text{доп}}$ можна орієнтуватися на квантилі (або перцентилі) нормального закону розподілу [9] $F(x_\alpha) = \alpha$. Особливу цікавість становлять квантилі, відповідні точкам $x_0 + \sigma$, $x_0 + 2\sigma$, $x_0 + 3\sigma$, а також $\alpha = F(x_{0,95}) = 0,95$ (рисунок 3.7).

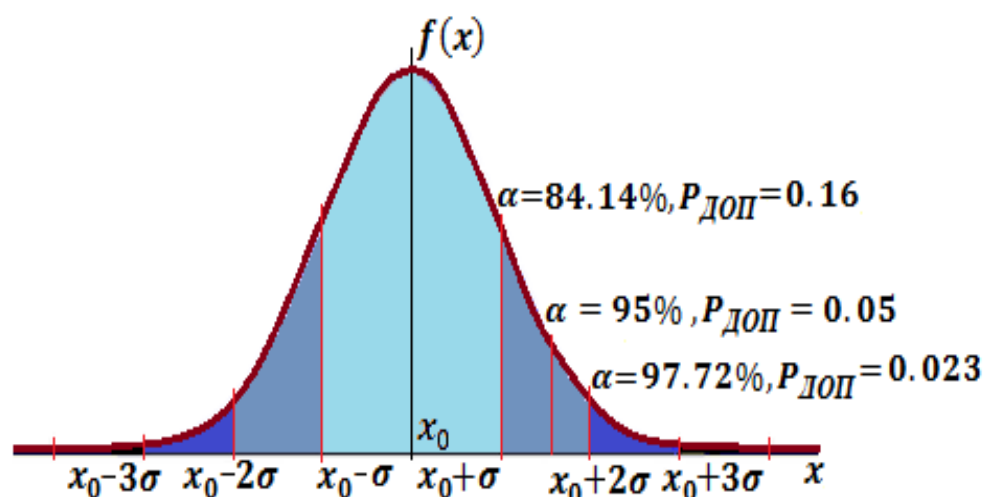


Рисунок 3.7 Квантилі нормального розподілу

Відповідно до рисунку 3.7 можна побудувати шкалу нормування значення $P_{\text{доп}}$ (таблиця 3.4).

Таблиця 3.4

Шкала нормування значення $P_{\text{доп}}$

Рівень вимог до $P_{\text{доп}}$	Квантиль α , %	Значення x_α	$P_{\text{доп}}$
Слабка 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
Надто сильна вимога	$\alpha > 99,99$	$x_0 + 4\sigma$	$< 0,001$

В ІАБ з використанням коду SAPHIRE зазвичай проводиться моделювання невизначеності розрахованих значень ЧПАЗ та (або) ЧГАВ з обчисленням перцентилей 5% і 95% ($P_{\text{доп}} = 0,05$), що відповідає рівню стандартної вимоги в таблиці 3.4.

3.2.2 Врахування невизначеностей при виборі належного рішення із множини альтернатив

Як базовий використано метод аналізу ієрархій (МАІ, запропонований Т. Сааті) [122],[123] та його модифікація – метод попарних порівнянь. Для встановлення відносної важливості елементів ієрархії (критеріїв 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 значущістю порівняно з іншими критеріями (ступінь значимості 9).

Розроблено алгоритм побудови суперкритерію, що передбачає такі кроки:

Крок 1. Побудова множини матриць попарних порівнянь.

Заповнення квадратних матриць попарних порівнянь здійснюється за таким правилом. Якщо елемент E_1 домінує над елементом E_2 , то комірка матриці, що відповідає рядку E_1 і стовпчику E_2 , заповнюється цілим числом, а комірка, що відповідає E_2 і E_1 , заповнюється оберненим до нього числом.

$$\mu = \begin{pmatrix} \mu_1/\mu_1 & \mu_1/\mu_2 & \dots & \mu_1/\mu_n \\ \mu_2/\mu_1 & \mu_2/\mu_2 & \dots & \mu_2/\mu_n \\ \dots & \dots & \dots & \dots \\ \mu_n/\mu_1 & \mu_n/\mu_2 & \dots & \mu_n/\mu_n \end{pmatrix} \quad (3.18)$$

Для отримання кожної матриці експерт виносить $n(n-1)/2$ суджень (де n — порядок матриці попарних порівнянь).

Крок 2. Обчислення максимального власного числа отриманої матриці та відповідного власного вектора.

Обчислення власного вектора W додатної квадратної матриці A виконується на підставі рівності $AW = \lambda_{\max} W$, де λ_{\max} — максимальне власне число

матриці A .

Для додатної квадратної матриці A власний вектор W , що відповідає максимальному власному числу λ_{\max} з точністю до постійного множника C , можна обчислити за формулою:

$$\lim_{k \rightarrow \infty} \frac{A^k}{e^T A^k e} = CW \quad (3.19)$$

де $e = (1, 1, \dots, 1)^T$ одиничний вектор;

k — показник ступеню.

На практиці обчислення власного вектора виконуються до досягнення заданої точності ξ : $e^T |W^k - W^{k-1}| \leq \xi$. З достатньою для практики точністю можна прийняти $\xi = 0.01$ незалежно від порядку матриці. Максимальне власне значення обчислюється за формулою:

$$\lambda_{\max} = e^T A W \quad (3.20)$$

Крок 3. Обчислення індексу однорідності та відношення однорідності (ВО).

Як припустиме використовується значення $ВО \leq 0,1$. Якщо для матриці попарних порівнянь відношення однорідності $ВО > 0,1$, то це свідчить про істотне порушення логічності суджень, допущене експертом під час заповнення матриці, тому експертові пропонується переглянути дані, використані для побудови матриці, щоб поліпшити однорідність.

Крок 4. Побудова вектора пріоритетів критеріїв за допомогою нормалізації власного вектора.

Крок 5. Визначення вагових коефіцієнтів для окремих критеріїв та побудова суперкритерію.

На вході для прийняття рішення з вибору оптимальної із альтернатив маємо:

$$U(a) = \sum_{k=1}^n \beta_k u_k(a) \rightarrow \max, \quad (3.21)$$

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 модифіковано критерій Ходжа – Лемана, який спирається одночасно на мінімакський критерій Вальда і критерій Байєса – Лапласа. Функцію корисності альтернатив визначимо як:

$$HL(a) = \alpha E \sum_{k=1}^n \beta_k u_k(a) + (1 - \alpha) \sum_{k=1}^n \beta_k [\mu_k - 3\sigma_k] \quad (3.22)$$

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

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

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

$$a^* = \operatorname{argmax}_a HL(a) \quad (3.23)$$

3.3 Висновки до розділу 3

В цьому розділі представлені базові принципи прийняття ризик-інформованих рішень та метод врахування невизначеностей при прийнятті ризик-інформованих рішень.

Розроблені базові принципи прийняття ризик-інформованих рішень є комбінацією детерміністичних та імовірнісних методів. Слід відзначити, що

оцінювання невизначеностей ІАБ є невід'ємною складовою процесу прийняття ризик-інформованих рішень на етапі перевірки дотримання встановлених вимог та критеріїв безпеки та власне при прийнятті ризик-інформованого рішення. Розроблена деталізована концепція ОІАБ, що є головним інструментом для практичного використання ІАБ.

Сформульовані базові принципи, етапи та критерії прийняття ризик-інформованих впроваджені у нормативному документі НП 306.2.217-2017 «Вимоги до ризик-інформованого прийняття рішень з безпеки атомних станцій».

В розвиток нормативних вимог розроблено метод врахування невизначеностей, який складається із двох структурних блоків:

- врахування невизначеностей ІАБ під час перевірки відповідності нормативним критеріям безпеки;
- вибір належного рішення із множини альтернатив для сукупності критеріїв.

Для врахування невизначеностей під час перевірки відповідності нормативним критеріям безпеки розроблено:

- загальний алгоритм дій під час перевірки відповідності критерію безпеки;
- математичний апарат оцінки імовірності перевищення критерію безпеки для найбільш частіше застосовуваних в імовірнісних моделях видів розподілів випадкових величин: нормальний, логнормальний, експоненціальний та гамма-розподіл;
- шкалу нормування значень імовірності перевищення критерію безпеки залежно від рівня вимог до дотримання критеріїв.

Для підвищення достовірності результатів імовірнісних розрахунків та адекватності імовірнісних моделей, запропоновано додатково унормувати (обмежити) значення імовірності перевищення критерію безпеки менше 0,05, тобто значення ЧПАЗ та (або) ЧГАВ на правій межі 95% довірчого інтервалу також має задовольняти критерію безпеки.

Для вибору належного рішення із множини альтернатив для сукупності

критеріїв використано метод попарних порівнянь. З метою встановлення відносної важливості елементів ієрархії застосована шкала відношень, що дозволяє експерту ставити відповідно до ступеня переваги одного об'єкта перед іншим — деяке число. Критерії ядерної та радіаційної безпеки були наділені абсолютною значущістю порівняно з іншими критеріями. Розроблено алгоритм побудови суперкритерію. Для оцінки альтернатив модифіковано критерій Ходжа – Лемана, який спирається одночасно на мінімаксий критерій Вальда і критерій Байєса – Лапласа.

Базові принципи прийняття ризик-інформованих рішень та метод врахування невизначеностей при прийнятті ризик-інформованих рішень апробовані при вирішенні практичних задач у розділі 4.

РОЗДІЛ 4 АПРОБАЦІЯ ТА ПРАКТИЧНЕ ЗАСТОСУВАННЯ МЕТОДІВ ОЦІНЮВАННЯ НЕВИЗНАЧЕНОСТЕЙ

4.1 Застосування методів оцінювання невизначеностей при виборі належного технічного рішення для АЕС з РУ ВВЕР-1000/320 в рамках К(з)ППБ

Застосування розроблених методів оцінювання невизначеностей апробоване при вирішенні практичної задачі прийняття належного технічного рішення щодо модернізації АЕС з РУ ВВЕР-1000/320 для забезпечення тепловідведення від ядерного палива в активній зоні за умови повної втрати електроживлення. Захід впроваджується в рамках реалізації заходів №13307, 15103 К(з)ППБ [7].

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 [127],[129]:

a1 – 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 Q14(24,34)D01 з арматурою обв'язки, системи живучості блочного щита управління та ін.);

a2 – мобільний дизель-генератор (МДГ) 6 кВ потужністю 3 МВт (подача електроенергії для одного каналу систем безпеки АЕС, включно з обладнанням систем відведення тепла 1-го контуру).

4.1.1 Опис імовірнісної розрахункової моделі

Для виконання розрахунків використана імовірнісна модель у програмному кодї SAPHIRE розроблена в ДНТЦ ЯРБ за участі здобувача. При розробці цієї імовірнісної моделі проаналізовано наявні моделі з метою визначення підходів і

кращого досвіду зі зменшення консерватизму моделювання та отримання збалансованого профілю ризику. Звіт [12] містить опис розробленої імовірнісної моделі, включаючи опис складових частин моделі, їх структури, категорій використаних вхідних даних і графічний вигляд побудованих ДВ і ДП.

В якості базового енергоблоку обрано енергоблок № 5 Запорізької АЕС з РУ ВВЕР-1000/В-320. Для актуалізації імовірнісної моделі енергоблоку № 5 Запорізької АЕС були проаналізовані результати адаптації цієї моделі для інших енергоблоків України та внесені відповідні зміни до моделі енергоблоку ВВЕР-1000/В-320. Відомості, необхідні для розробки імовірнісної моделі, було взято з баз даних із надійності і баз даних із систем енергоблоків, для яких розробляється модель.

Модель енергоблоку ВВЕР-1000/В320 структурно складається з наступних основних частин:

Аналіз систем (розробка ДВ). На цьому етапі був виконаний аналіз систем енергоблоку, що аналізуються у моделі ІАБ 1-го рівня для внутрішніх ініціаторів на номінальному рівні потужності базового енергоблоку № 5 Запорізької АЕС.

Аналіз АП. Для моделювання АП використовувався метод малих ДП і великих ДВ. Таким чином, залежності між захисними і забезпечуючими системами в явному вигляді моделюються лише на рівні ДВ. На рівні ДП в явному вигляді моделюються лише феноменологічні або функціональні залежності.

Загальний підхід моделювання полягає в наступному. Кожне ДП починається з конкретної ВПА, яке фактично є групою однотипних ВПА. Для кожної ВПА, обраної для подальшого аналізу, ідентифікуються ФБ, необхідні для проектного перебігу аварії чи пом'якшення її наслідків у разі відхилення ходу аварії від її проектного розвитку.

Системи, необхідні для досягнення безпечного кінцевого стану, групувалися за ФБ, які використовувалися при побудові ДП й аналізі АП. При виконанні ІАБ 1-го рівня для внутрішніх ВПА були використані наступні категорії функцій безпеки (ФБ):

- ФБ-1 (А, В, С) - Управління реактивністю;

- ФБ-2 (D) - Забезпечення запасу теплоносія в першому контурі;
- ФБ-3 (E) - Відведення тепла по другому контуру;
- ФБ-4 (F) - Відведення тепла по першому контуру;
- ФБ-5 (G) - Управління тиском першого контуру;
- ФБ-6 (P) - Ізоляція парогенератора;
- ФБ-7 (R) - Забезпечення електропостачання.

Правила відновлення. При моделюванні ДВ застосовувалися правила відновлення. За допомогою правил відновлення видалені мінімальні перерізи, які склалися більш ніж з однієї взаємовиключаючої БП.

Набір ознак. Для генерування і присвоювання АП наборів ознак розроблено правила зв'язування послідовностей, в яких для кожної ВПА наведено перелік базисних подій, з присвоєнням значень Т (достовірна подія - відмова). У результаті, у програмному коді SAPHIRE автоматично створюється набір ознак для конкретних послідовностей. Набір ознак складається з додаткових відмов, властивих конкретній ВПА, що аналізуються.

Апробація імовірнісної моделі здійснювалась шляхом проведення розрахунків для двох її конфігурацій: з відсутністю загальностанційної резервної дизельної електростанції та її наявністю. Перед проведенням розрахунків імовірнісна модель переводиться в конфігурацію (включаючи значення вихідних даних), яка відповідає специфіці конкретного енергоблоку з реактором типу ВВЕР-1000, для якого проводиться аналіз. Далі для модифікованої моделі проводяться кількісні розрахунки. Процес апробації імовірнісної моделі та її результати належним чином задокументовані з метою наявності документального підтвердження належності розробленої імовірнісної моделі ВВЕР-1000/В320 ІАБ 1-го рівня для внутрішніх ВПА.

Результати апробації імовірнісної моделі підтвердили можливість використання розробленої імовірнісної моделі для виконання імовірнісних розрахунків ІАБ для енергоблоків ВВЕР-1000/В-320.

У 2017 році виконано конвертацію моделі для ІАБ 1-го рівня для внутрішніх

вихідних подій аварій на номінальному рівні потужності РУ типового енергоблока з РУ ВВЕР-1000/В-320, розробленої для коду SAPHIRE версії 6.74, у формат коду SAPHIRE версії 8.1.4 [13]. Нова версія SAPHIRE має додаткові функціональні можливості (зокрема, вбудовані макроси для аналізу зовнішніх подій).

Результати порівняльних розрахунків показали збіжність результатів розрахунків для розробленої розрахункової моделі енергоблока з РУ ВВЕР-1000/В-320 у форматі коду SAPHIRE версії 8.1.4 з раніше розробленою розрахунковою моделлю для коду SAPHIRE версії 6.74. Відмінності в отриманих результатах розрахунків зумовлені відмінностями у підходах до виконання розрахунків зазначених програмних кодів, а також існуючим обмеженнями щодо кількості дозволених трансферних переходів у програмному коді SAPHIRE версії 8.1.4.

Сумарна частота пошкодження активної зони для моделі коду SAPHIRE 8, при ступені відсікання мінімальних перерізів, що дорівнює $1E-11$, становить $1,272E-05$ 1/рік. Різниця між значеннями ЧПАЗ для моделей SAPHIRE 8 та SAPHIRE 6 (ЧПАЗ дорівнює $1,256E-05$ 1/рік) становить 1,27 %.

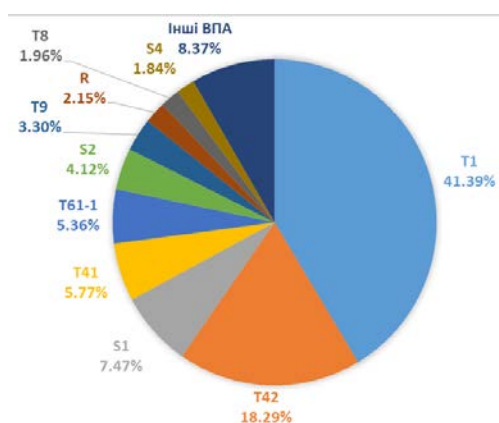


Рисунок 4.1 Внесок ВПА в сумарну ЧПАЗ (SAPHIRE 6)

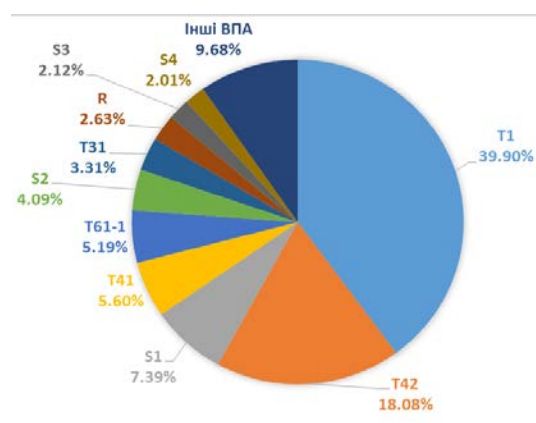


Рисунок 4.2 Внесок ВПА в сумарну ЧПАЗ (SAPHIRE 8)

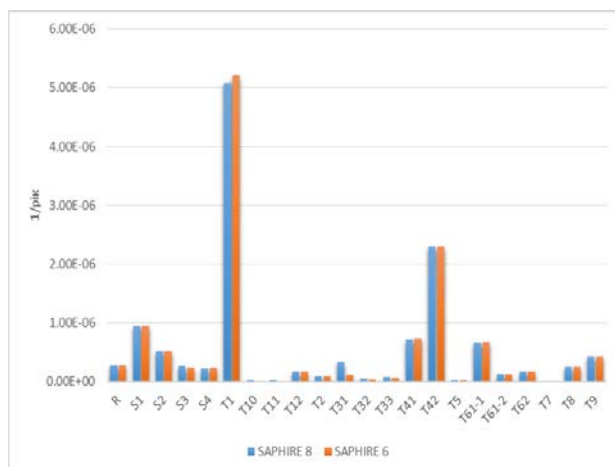


Рисунок 4.3 Порівняння значень ЧПАЗ для окремих ВПА

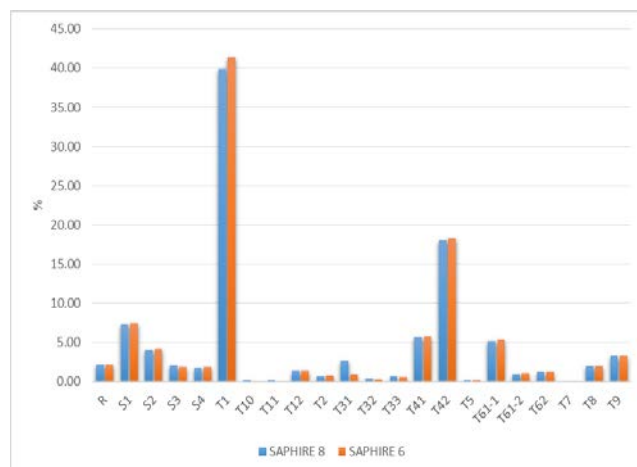


Рисунок 4.4 Співвідношення вкладу ВПА в сумарне значення ЧПАЗ

Для апробації розроблених методів оцінювання невизначеностей імовірнісного аналізу безпеки в якості базової використана імовірнісна модель в форматі коду SAPHIRE версії 8.1.4. Опис модифікації базової імовірнісної моделі для моделювання альтернатив наведено далі.

4.1.2 Імовірнісне моделювання альтернатив та оцінювання невизначеностей

Для оцінки дотримання імовірнісних критеріїв в імовірнісній моделі в форматі коду SAPHIRE версії 8.1.4 виконане моделювання обох альтернатив [124].

У разі виникнення ВПА «Знеструмлення всіх секцій 6 кВ нормального електропостачання» з накладенням відмови всіх дизель-генераторів резервної дизельної електростанції (тривале знеструмлення) має місце залежна відмова основного обладнання АЕС, що призводить до деградації основних ФБ, необхідних для переведення РУ в безпечний кінцевий стан і для забезпечення відведення залишкових тепловиділень від басейну витримки і перевантаження палива.

Для успішного подолання наслідків в разі повного тривалого знеструмлення необхідно:

- забезпечити охолодження дизель-генератора в разі відмови технічної води відповідальних споживачів;
- забезпечити тепловідвід по 2-му контуру за допомогою парскидальних пристроїв 2-го контуру, а також МНУ або насосів автоматичного повторного ввімкнення;
- забезпечити відведення залишкових енерговиділень від басейну витримки і перевантаження палива.

Для визначення обсягу імовірнісного моделювання було виконано аналіз технічних рішень обох альтернатив та їх співвідношення із технічними елементами імовірнісної моделі, а також ідентифіковані джерела невизначеностей (рисунок 4.5).



Рисунок 4.5 Технічні елементи ІАБ та джерела невизначеностей при імовірнісному моделюванні альтернатив

Для моделювання альтернатив було модифіковане ДП для ВПА Т1 «Знеструмлення всіх секцій 6кВ нормального електроживлення» із відмовою системи аварійного електроживлення. Для альтернатив виконано такий обсяг моделювання:

- a_1 – змодельована верхня подія Т1-Е1Е2-3 «Відведення тепла по 2-му контуру за допомогою МНУ ПГ» (рисунок 4.6) та розроблені функціональне (Т1-Е1Е2-3) та трансферні ДВ (Е1Е2-101, Е1Е2-201, Е1Е2-301) (рисунок 4.7).

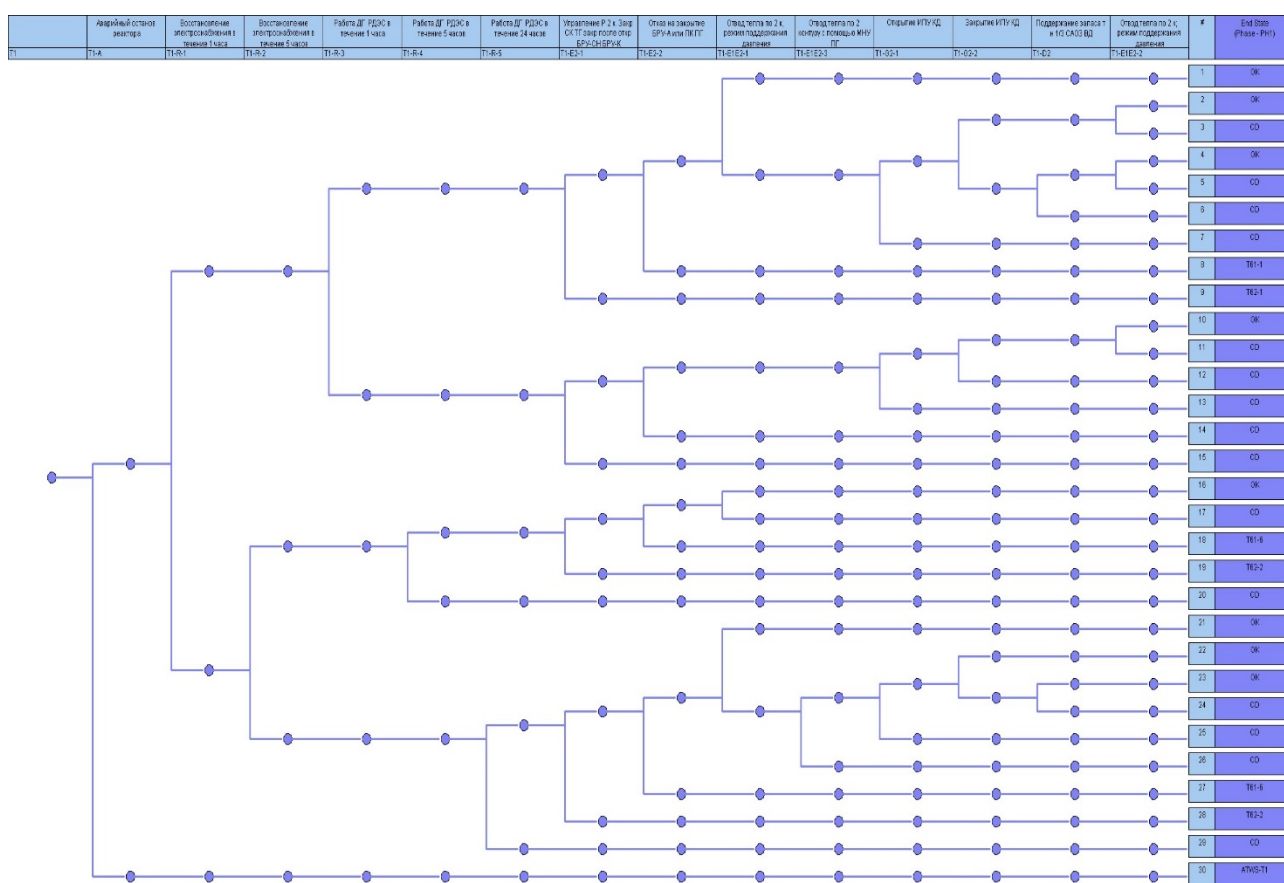


Рисунок 4.6 Модифіковане ДП для ВПА Т1 «Знеструмлення всіх секцій 6кВ нормального електроживлення» (в форматі програмного засобу SAPHIRE 8)

- a_2 – змодельована верхня подія Т1-Е1Е2-4 «Відновлення електроживлення за допомогою МДГ 6 кВ» та розроблені ДВ (Е1Е2-401, Е1Е2-501, Е1Е2-601);
- для обох альтернатив розроблені ДВ із БП, що моделюють відмови

технологічного обладнання, відмови персоналу та відмови забезпечуючих систем.

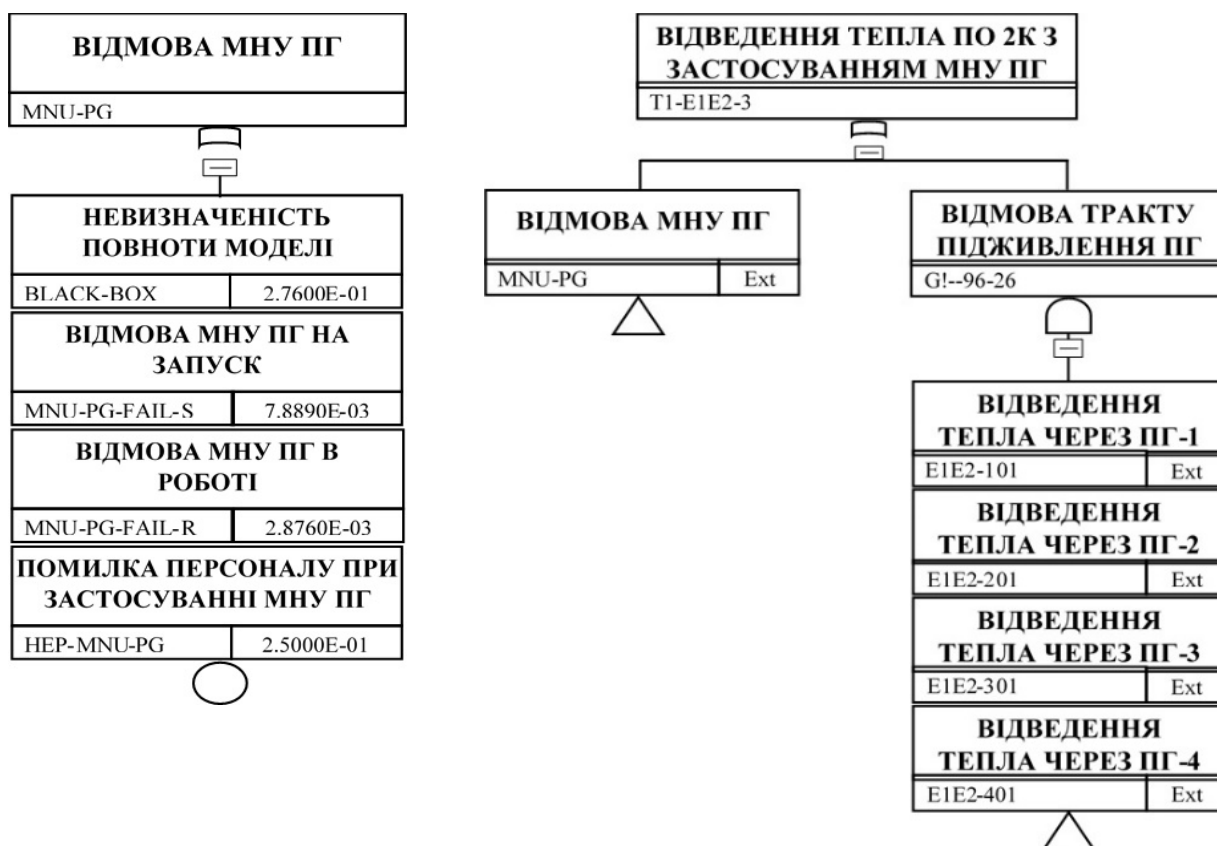


Рисунок 4.7 Фрагмент ДВ для моделювання альтернатив (в форматі коду SAPHIRE)

Під час виконання імовірнісного моделювання альтернатив визначені такі джерела невизначеностей, методи оцінювання яких розглянуті у розділі 2 дисертаційної роботи:

- параметри надійності мобільного обладнання. Застосовано метод байєсовської оцінки параметрів надійності обладнання (інтенсивність відмов та стандартне відхилення) в умовах недостатності специфічних статистичних даних. Розглянуто два типи відмов – відмова в роботі, відмова на запуск (на рисунку 4.8 зображені результуючі оцінки апостеріорних значень параметрів надійності для мобільного обладнання [131][132]);

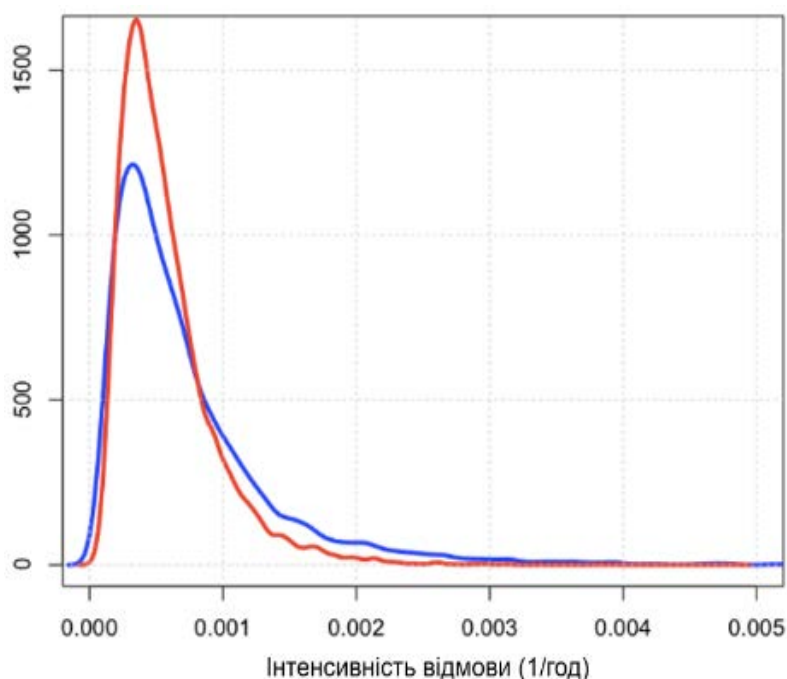


Рисунок 4.8 Апостеріорний розподіл інтенсивності відмови мобільного обладнання

- імовірність помилки персоналу в умовах екстремальних впливів. Застосовано метод побудови дерева рішень [125], в якому зазначені фактори, що можуть вплинути на імовірність помилки оператора (рисунок 4.9);

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 4.9 Дерево рішень для оцінки імовірності відмови персоналу

- моделювання відмови пасивних елементів внаслідок екстремальних впливів (метод моделювання «чорного ящика» [126], дані задані табличною функцією на основі кривих пошкоджуваності трубопроводів аварійної живильної води, зображено на рисунку 4.10).

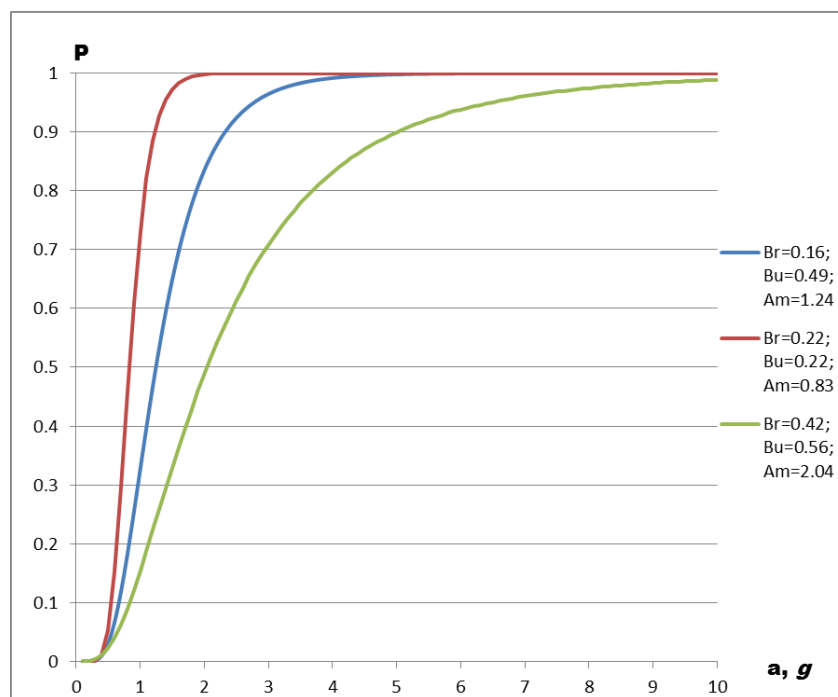


Рисунок 4.10 Сімейство кривих пошкоджуваності напірних трубопроводів подачі аварійної живильної води від засувки ТХ10 (20,30) S05 до гермопроходок [128].

Виконано аналіз чутливості результатів розрахунку імовірнісної моделі до параметрів, які мають невизначеності (результати розрахунків представлені на рисунку 4.11 – альтернатива 1, 4.7 альтернатива 2, мінімальні перетини для варіантного розрахунку 10 альтернативи 1 представлено у Додатку А.2).

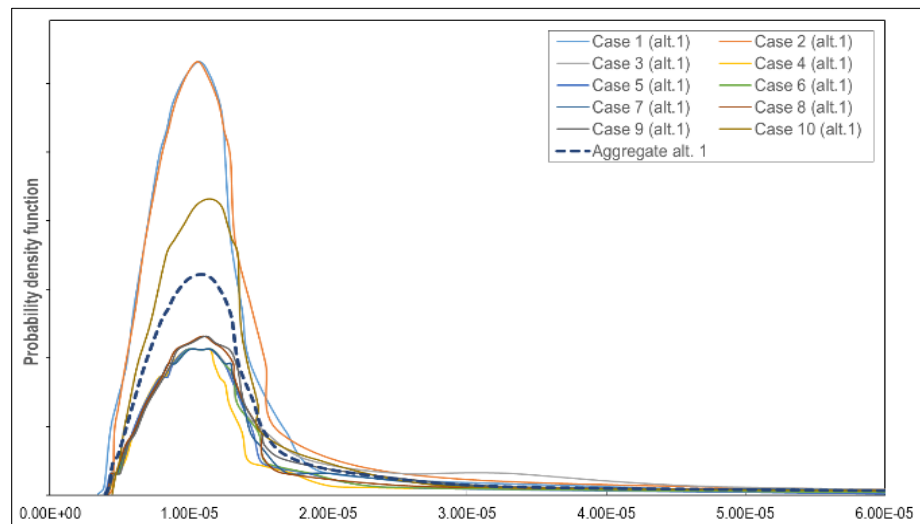


Рисунок 4.11 Функції розподілу густини імовірності значень ЧПАЗ варіантних розрахунків для альтернативи 1

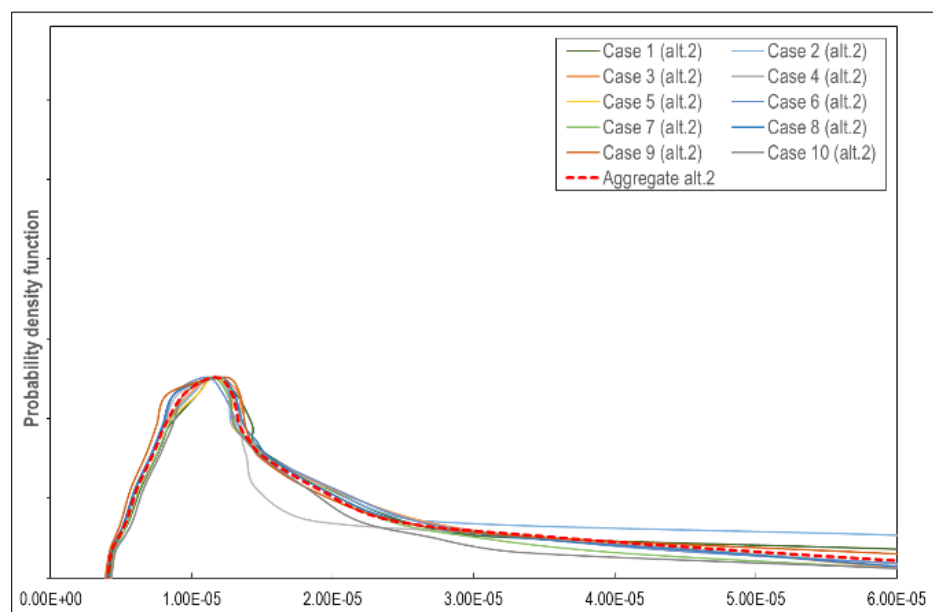


Рисунок 4.12 Функції розподілу густини імовірності значень ЧПАЗ варіантних розрахунків для альтернативи 2

За результатами обрахунку моделі для двох альтернатив, отримані агреговані функції густини розподілу розрахованих значень ЧПАЗ (рисунок 4.13).

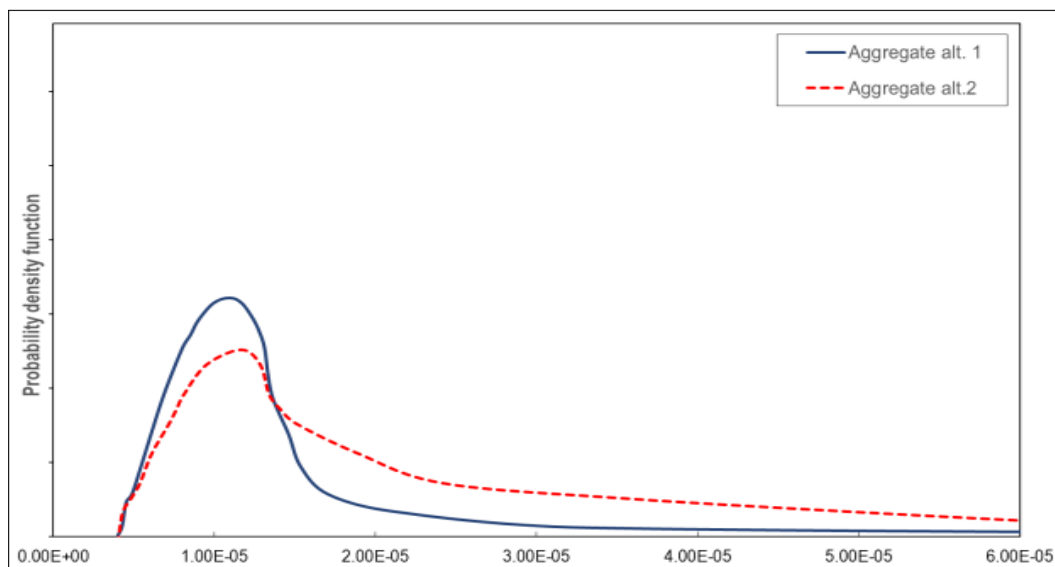


Рисунок 4.13 Агрегована функція розподілу густини імовірності значення ЧПАЗ для альтернатив

4.1.3 Вибір належної альтернативи

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 покрокового аналізу застосовності нормативних вимог до альтернатив, що розглядаються. До множини критеріїв було віднесено такі 4 групи критеріїв (загалом 8 критеріїв):

- імовірнісні (значення ЧПАЗ та ЧГАВ);
- детерміністичні (запаси безпеки, кваліфікація обладнання);
- технічні (дозові навантаження на персонал, обсяг радіоактивних відходів);
- економічні (фінансово-економічні показники).

Застосовано метод врахування невизначеностей при прийнятті ризик-інформованих рішень, викладений у розділі 3 дисертаційної роботи (результати представлені у таблиці 4.1). Основні кроки оцінки альтернатив:

- 1) Розробка матриці попарних порівнянь критеріїв прийнятності.

Визначене власне число матриці і відповідний власний вектор, оцінено індекс однорідності матриці.

2) Розрахунок вагових коефіцієнтів для окремих критеріїв прийнятності та побудова адитивного суперкритерію:

$$K = 0,245K_1 + 0,228K_2 + 0,169K_3 + 0,160K_4 + 0,089K_5 + 0,060K_6 + 0,023K_7 + 0,025K_8 \quad (4.1)$$

3) Оцінка альтернатив по критерію Ходжа – Лемана:

$$H L (a_1) = 0.39\alpha + 0.20(1 - \alpha); \quad (4.2)$$

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

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

Таблиця 4.1

Узагальнені результати оцінки альтернатив

к	Множина критеріїв прийнятності	Альтернатива a_1		Альтернатива a_2		Ваговий к-т
		Нормалізовані значення	K_v	Нормалізовані значення	K_v	
1	2	3	4	5	6	7
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

Продовж. табл. 4.1

1	2	3	4	5	6	7
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 рішенням щодо реалізації заходу на АЕС України із використанням мобільної насосної установки та дизель-генератора 0,4 кВ [129],[130], що відповідає альтернативі 1.

4.2 Застосування базових принципів ризик-інформованого прийняття рішень для оптимізації інспекційної діяльності

Базові принципи ризик-інформованого прийняття рішень були застосовані при розробці та впровадженні методології використання результатів імовірнісного аналізу безпеки для оптимізації інспекційної діяльності [133].

В рамках науково-дослідних робіт [134], [135] розроблені технічні посібники для енергоблоку № 2 Хмельницької АЕС, енергоблоку №1 Рівненської АЕС, енергоблоку №1 Южно-Української АЕС, енергоблоку №5 Запорізької АЕС, які базуються на результатах ІАБ 1-го рівня від внутрішніх

ініціаторів на номінальному рівні потужності.

Технічний посібник - документ, в якому на підставі ІАБ наводиться узагальнююча інформація щодо ВПА, АП, систем, устаткування, дій персоналу та інших проектних і експлуатаційних аспектів, які мають домінуючий вплив на безпеку енергоблока для подальшого використання при плануванні інспекційної діяльності.

Структура технічного посібника:

Вступ. Наводяться цілі розробки, дата актуальності даних, основні характеристики енергоблока.

Розділ 1. Загальні результати ІАБ. Наводиться така інформація:

- значення ЧПАЗ;
- перелік ВПА і їх внесок;
- опис домінуючих груп ВПА і окремих ВПА;
- опис домінуючих аварійних послідовностей.

Розділ 2. Ранжування систем. Описується ранжування систем в порядку їх впливу на безпеку (від найбільш до найменш значущих). Використовуються два показники значущості :

1. Показник значущості по Фуссель-Весель (Fussell-Vesely):

$$FV(X) = CDF(X) / CDF = \{CDF - CDF(X=0)\} / CDF, \quad (4.3)$$

де $CDF(X)$ – сума всіх вкладників в ЧПАЗ, що містять подію X ;

CDF – сумарна ЧПАЗ;

$CDF(X=0)$ – ЧПАЗ при абсолютній надійності системи (тобто при нульовій імовірності відмови).

Цей показник визначає відносний внесок події X в сумарну ЧПАЗ і широко використовується під час виконання аналізу значущості в ІАБ.

2. Показник значущості по Бірнбауму (Birnbaut):

$$B(X) = d(CDF) / dX \rightarrow B(X) = CDF(X=1) - CDF(X=0), \quad (4.4)$$

де $CDF(X)$ – сума всіх вкладників в ЧПАЗ, що містять подію X ;

$CDF(X=1)$ – ЧПАЗ при системі, що відмовила (тобто при імовірності

відмови, що дорівнює 1);

$CDF(X = 0)$ – ЧПАЗ при абсолютній надійності системи (тобто нульовій імовірності відмови).

Цей показник визначає збільшення ЧПАЗ у разі неготовності системи. Він не враховує реального значення імовірності події, проте показує чутливість до зміни цієї імовірності від 0 до 1. Наприклад, низький показник значущості системи по Бірнбауму свідчить про високий рівень функціонального резервування цієї системи. Показник значущості по Бірнбауму є похідною від інших показників значущості і не використовується під час виконання аналізу значущості в ІАБ. Водночас, зарубіжний досвід свідчить про виправданість і застосовність показника значущості по Бірнбауму для ризик-інформованих інспекцій як доповнюючого інших показники.

Розділ 3. Значуще обладнання. Надається перелік найбільш значущого обладнання, змодельованого в ІАБ і ранжируваного за впливом відмов обладнання на безпеку. Вказуються домінантні відмови устаткування, наводиться інформація щодо відмов із загальної причини.

Розділ 4. Значущі дії персоналу. Надається перелік і опис найбільш значимих до- і післяаварійних дій персоналу.

Додатки. Надається опис домінантних систем:

- призначення системи;
- принципова схема;
- характеристики основного обладнання систем;
- режими роботи;
- інформація по ремонтам, техобслуговуванням, випробуванням;
- критерії успіху;
- міжсистемні зв'язки;
- відмови системи.

Приклад результатів розрахунків для енергоблока № 2 Хмельницької АЕС.*

Обсяг наведених результатів розрахунків обмежений ранжуванням систем (таблиця 4.2) і обладнання за впливом на безпеку. Слід зауважити, що результати імовірнісних оцінок в певній мірі відрізняються від загальноприйнятих детерміністичних оцінок: наприклад, система САОЗ не є домінантною, а домінуючий вплив на безпеку за результатами ІАБ мають система пароскидальних пристроїв, система електропостачання власних потреб тощо.

Примітка.* – Під час розгляду результатів розрахунків необхідно враховувати, що використана імовірнісна модель не враховує модернізації, реалізовані на енергоблоці протягом останніх років.

Таблиця 4.2

Ранжування систем за впливом на безпеку

Група	Ранжування по Фуссель-Весель	Ранжування по Бірнбауму
1	2	3
1	Система пароскидальних пристроїв II к. (ПК ПГ, ШРУ-А, ШЗВК) Система надійного електропостачання	Система надійного електропостачання Системи вентиляції і кондиціонування повітря Система електропостачання власних потреб
2	Система паросбросних пристроїв II к. (ШРУ-К)	Загальноблочна система надійного електропостачання
3	Системи вентиляції і кондиціонування повітря Система аварійного газовидалення Система основної живильної води	Система технологічних захистів 2-го контуру Система аварійної живильної води Система регуляторів 2-го контуру Система основний живильної води Система пароскидальних пристроїв II к. (ПК ПГ, ШРУ-А, ШЗВК) Система аварійного захисту Система управління та електроживлення СУЗ

1	2	3
4	<p>Система електропостачання власних потреб Система автоматичного управління і захисту турбіни Система аварійного захисту Система управління та електроживлення СУЗ Система аварійної живильної води Система аварійного охолодження зони високого тиску Система продувки-підживлення першого контуру Система аварійного охолодження зони низького тиску Система борного концентрату Загальноблочна система надійного електропостачання Система продувки парогенераторів</p>	<p>Система технологічних захистів 1-го контуру Система технічної води відповідальних споживачів Система регуляторів 1-го контуру Система компенсації тиску Система аварійного охолодження зони низького тиску Автоматика ступеневого пуску РДЕС</p>
5	<p>Система допоміжної живильної води Система технічної води відповідальних споживачів Система технологічних захистів 1-го контуру Система аварійного введення бору високого тиску Система компенсації тиску Система гідроємностей Система технічної води невідповідальних споживачів Система основного конденсату</p>	<p>Система аварійного газовидалення Система допоміжної живильної води Система основного конденсату Система продувки-підживлення 1-го контуру АКНП Система гідроємностей</p>
6	<p>Технічного водопостачання загальностанційної РДЕС АКНП</p>	<p>Система пароскидальних пристроїв II к. (ШРУ-К) Система борного концентрату Система продувки парогенераторів Система аварійного охолодження зони високого тиску</p>

Для оцінки вибору об'єкту інспекції використовується нижченаведена категоризація по мірі значимості:

Висока значущість – обладнання має такі показники значимості (квадрант А на рисунку 4.14):

- $RAW > 2$ і $FV(X) > 0,005$; або
- $RAW > 100$; або
- $FV(X) > 0,1$.

Середня значущість (квадрант В на рисунку 4.14):

- $2 < RAW < 100$ і $FV(X) < 0,005$ або
- $RAW < 2$, $FV(X) > 0,005$.

Низька значущість (квадрант С на рисунку 4.14):

- $RAW < 2$ і $FV(X) < 0,005$.

Все обладнання енергоблока можна категоризувати, використовуючи діаграму $FV(X)$ – RAW . Слід зазначити, що збільшення надійності обладнання із значущістю $FV(X) > 0,005$ буде істотно знижувати ЧПАЗ; відповідно, зниження надійності обладнання буде знижувати поточний рівень безпеки енергоблока.

Горизонтальна лінія по $RAW = 2$ розділяє сукупність елементів на підставі існуючого ГЕЗ аналізованого енергоблока і, тому, показує значущість їх виведення з експлуатації. Виведення з експлуатації (зокрема ремонт) елементів з такою значущістю знижує показники безпеки енергоблока.

За допомогою розрахункового коду SAPHIRE були оцінені заходи значимості $FV(X)$ і RAW для всіх БП, долучених в імовірнісну модель. Всі БП, що представляють системи та обладнання енергоблока (зокрема укрупнені суперкомпоненти і БП, що моделюють відмови з загальної причини), були розподілені за категоріями по їхньому внеску в поточний рівень безпеки відповідно до критеріїв з рисунку 4.14; результати категоризації представлені на рисунку 4.15.

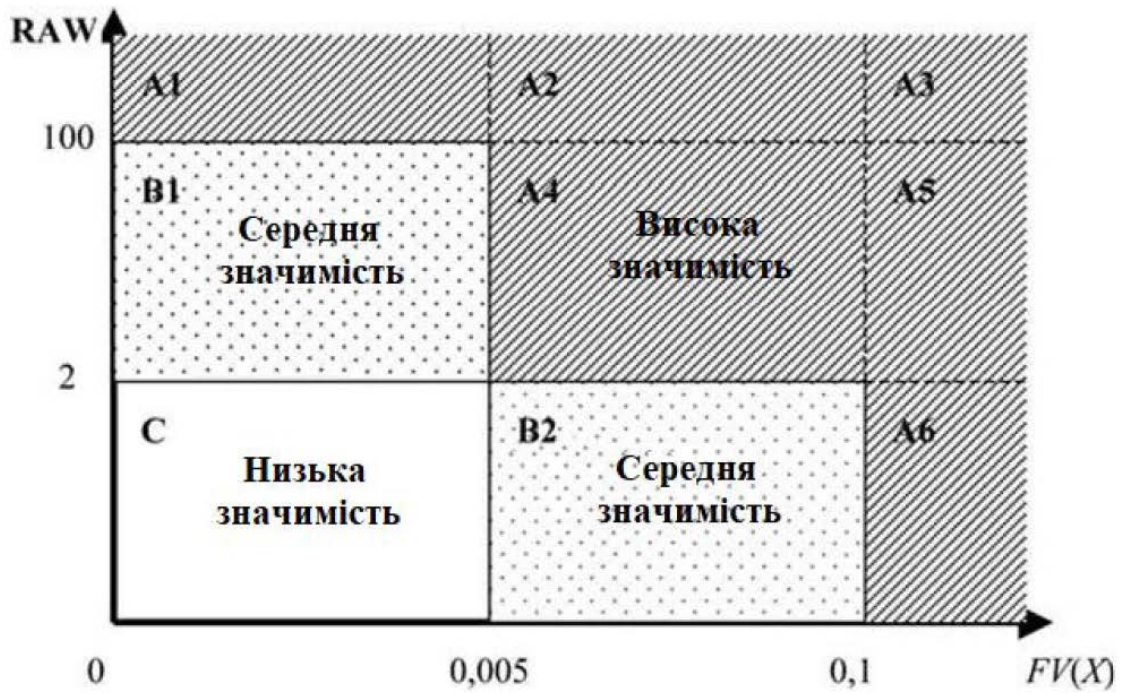


Рисунок 4.14 Категоризація обладнання енергоблока за значущістю

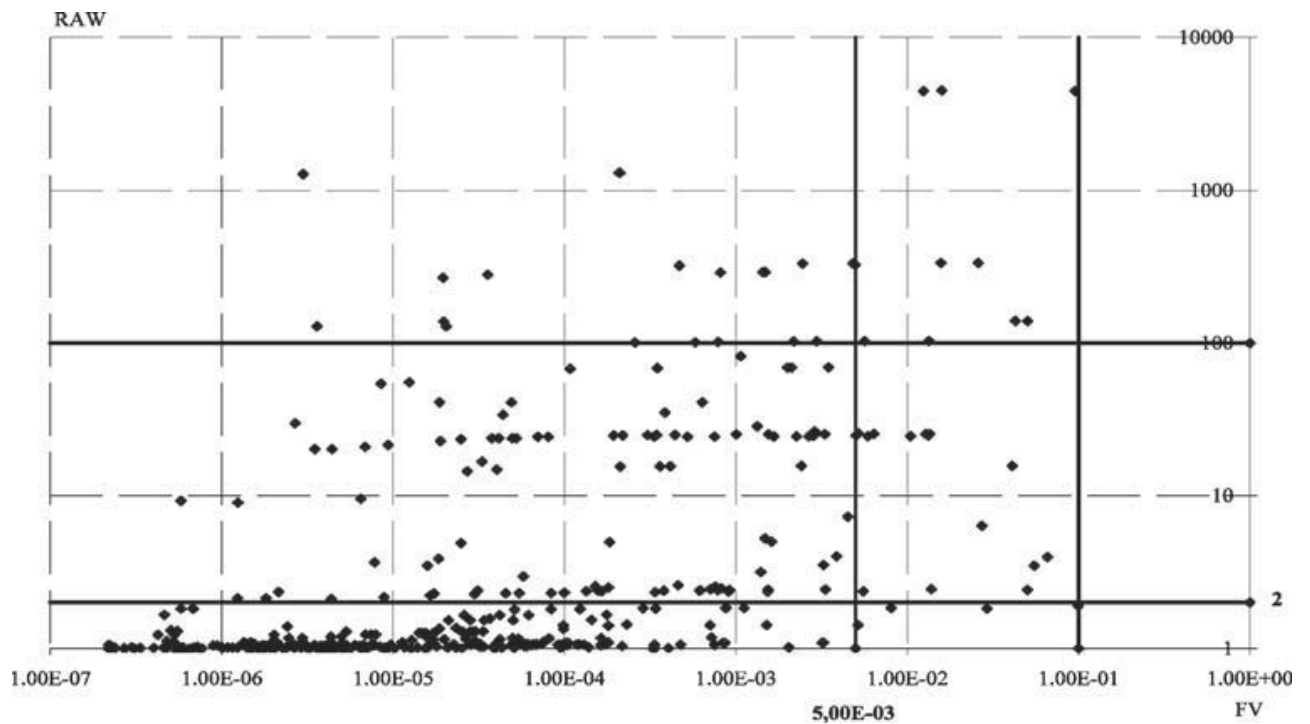


Рисунок 4.15 Розподіл за значущістю обладнання енергоблока з ВВЕР-1000 з використанням діаграми $FV(X)$ –RAW

За результатами категоризації зроблено висновок, що обладнання з

середньою і високою значущістю становить менше 30% загальної кількості обладнання енергоблоку. Відповідно, інспекційна діяльність може фокусуватися в першу чергу на такому обладнанні.

4.3 Перспективи застосування розроблених методів при реалізації Проекту оптимізації ТОіР на основі ризик-інформованого управління конфігурацією АЕС

Міністерством енергетики США (DOE) за підтримки Аргонської національної лабораторії (ANL) наприкінці 2017 року розпочато реалізацію проекту міжнародної технічної допомоги ДП НАЕК «Енергоатом» з оптимізації технічного-обслуговування та ремонтів (ТОіР) систем, важливих для безпеки, на основі ризик-інформованого управління конфігурацією АЕС України [138]. Пілотне впровадження проекту заплановано на енергоблоці №2 Запорізької АЕС.

ТОіР на основі ризик-інформованого управління конфігурацією АЕС дозволить:

- підвищити коефіцієнт використання встановленої потужності (досягається шляхом зменшення тривалості ППР, розширення обсягу ТОіР при роботі енергоблоку на потужності, збільшення дозволеного часу виведення обладнання в ремонт, збільшення інтервалів опробування обладнання);
- підвищити ефективність експлуатації (досягається шляхом зменшення обсягу робіт із обладнанням – зниження деградації обладнання; зниження дозового навантаження на персонал);
- знизити ризик (досягається шляхом зниження тривалості станів АЕС із високим ризиком при виконанні робіт із обслуговування; концентрація робіт на найбільш вагомому обладнанні);
- підвищити економічні показники (оптимізація та планування навантаження ремонтного персоналу, зниження витрат).

Методичним керівництвом щодо ризик-інформованого управління конфігурацією АЕС, ризик-інформованого ТРБЕ та ризик-інформованого визначення міжремонтних інтервалів і періодичності технічного обслуговування для АЕС з ВВЕР-1000 [139] передбачається використання базових принципів та чисельних критеріїв ризик-інформованого прийняття рішень, представлених у розділі 3.1 цього звіту, та включених до п. 2 розділу III НП 306.2.217-2017 [19].

Одним із ключових положень Методичного керівництва [139] є оцінювання та врахування невизначеностей ІАБ. Зокрема, передбачається ідентифікація невизначеностей та їх оцінювання шляхом проведення аналізу чутливості результатів розрахунків до зміни параметрів конфігураційної моделі із високою невизначеністю. Результати оцінювання невизначеностей планується використовувати для розробки компенсуючих заходів. Такі компенсуючі заходи мають на меті зменшення потенційного впливу невизначеностей на результати розрахунків ризику поточної конфігурації об'єкта шляхом додаткових дій персоналу та використанням альтернативного обладнання для виконання необхідних функцій безпеки.

4.4 Висновки до розділу 4

У цьому розділі представлені результати апробації методів оцінювання невизначеностей ІАБ (розділ 2) та врахування невизначеностей при прийнятті ризик-інформованих рішень (розділ 3).

Апробація методів виконана на прикладі вирішення практичної задачі вибору із множини альтернатив належного технічного рішення з підвищення безпеки АЕС щодо забезпечення тепловідведення від ядерного палива в активній зоні за умови повної втрати електроживлення.

В імовірнісній моделі в форматі коду SAPHIRE версії 8.1.4 виконано моделювання обох альтернатив. Слід зазначити, що у разі виникнення ВПА «Знеструмлення всіх секцій 6 кВ нормального електропостачання» з накладанням

відмови всіх ДГ РДЕС має місце деградація основних функцій безпеки. Для переведення АЕС в безпечний стан необхідно забезпечити виконання базових ФБ в умовах повного знеструмлення, що досягається використанням мобільного обладнання (МНУ та МДГ).

Під час виконання імовірнісного моделювання альтернатив (a_1 – МНУ для підживлення парогенератора; a_2 – МДГ 6 кВ потужністю 3 МВт) визначені такі джерела невизначеностей:

- параметри надійності мобільного обладнання (застосовано метод байєсовської оцінки параметрів надійності обладнання);
- розрахунок імовірності помилки персоналу в умовах екстремальних впливів (застосовано метод побудови дерева рішень);
- моделювання відмови пасивних елементів внаслідок екстремальних впливів (метод моделювання «чорного ящика»).

За результатами імовірнісних розрахунків встановлено, що обидві альтернативи відповідають критеріям безпеки, а імовірність перевищення критеріїв безпеки менше 0,05 (сильна вимога), що є прийнятним.

Ідентифікація джерел невизначеностей та уточнення підходів до моделювання найбільш невизначених базових подій в моделі ІАБ направлені на підвищення її адекватності.

На основі результатів оцінки за всіма критеріями прийнятності з урахуванням їх значущості встановлено, що належним рішенням є альтернатива a_1 , яка є переважною як за мінімаксимним критерієм Вальда так і за критерієм Байєса – Лапласа.

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

Окремо слід зупинитися на практичному використанні розроблених принципів ризик-інформованого прийняття рішень для оптимізації інспекційної

діяльності. В розділі представлена категоризація обладнання за впливом на безпеку із використанням показників значущості. За результатами категоризації зроблено висновок, що обладнання з середньою і високою значущістю становить менше 30% загальної кількості обладнання енергоблоку. Відповідно, інспекційна діяльність може фокусуватися в першу чергу на такому обладнанні.

Також, визначено перспективи застосування розроблених методів при реалізації Проекту оптимізації ТОiP на основі ризик-інформованого управління конфігурацією АЕС.

ВИСНОВКИ

Дисертаційна робота містить раніше не захищені наукові положення та отримані автором результати вирішення актуальної науково-практичної задачі математичного та комп'ютерного оцінювання невизначеностей в імовірнісних моделях технологічних систем та аварійних процесів об'єктів атомної енергетики для підвищення адекватності ІАБ цих об'єктів та достовірності ризик-інформованих рішень, які приймаються на його основі.

У представленій до захисту дисертаційній роботі 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 ІАБ, запропоновано класифікацію невизначеностей. Завдяки цьому створено методологічні засади для подальшого оцінювання невизначеностей і підвищена інформативність ІАБ 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 і ІАБ 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 ІАБ, 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.

Підвищення адекватності імовірнісних моделей технологічних систем та аварійних процесів об'єктів атомної енергетики досягається шляхом ідентифікації джерел невизначеностей імовірнісних моделей, класифікації невизначеностей за природою: алеаторна (стохастична) та епістеміологічна (недостатність знань), оцінюванням невизначеностей із використанням розроблених методів шляхом оцінювання чутливості результатів розрахунків до припущень прийнятих при моделюванні (невизначеність параметрів, невизначеність моделювання, невизначеність повноти моделі), а також врахуванням рівня невизначеностей при прийнятті ризик-інформованих рішень.

Використання методів апробовано 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, що впроваджується в рамках Комплексної (зведеної) програми підвищення рівня безпеки АЕС України, затвердженої постановою Кабінету Міністрів України від 7 грудня 2011 року № 1270. Результати практичного застосування розроблених методів узгоджуються із поточною практикою реалізації заходів з підвищення безпеки АЕС України та свідчать про їх застосовність для інших об'єктів атомної енергетики.

Визначені напрями та перспективи подальшого застосування результатів дослідження при оптимізації ремонтів та технічного обслуговування обладнання на основі ризик-інформованого управління конфігурацією АЕС та ранжування обладнання за значущістю для пріоритезації наглядової діяльності.

Результати дисертаційної роботи впроваджені та використовуються в Державній інспекції ядерного регулювання України, Державному підприємстві «Національна атомна енергогенеруюча компанія «Енергоатом» та Відокремленому підрозділі «Запорізька АЕС» ДП «НАЕК «Енергоатом». 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).

ПЕРЕЛІК ВИКОРИСТАНИХ ДЖЕРЕЛ

1. Енергетична стратегія України на період до 2035 року «Безпека, енергоефективність, конкурентоспроможність»: розпорядження Кабінету Міністрів України від 18.08.2017 № 605-р.
2. Про дозвільну діяльність у сфері використання ядерної енергії: Закон України від 11.01.2000 № 1370- XIV. *Відомості Верховної Ради*. 2000. № 9. Ст. 68.
3. Про використання ядерної енергії та радіаційну безпеку: Закон України від 08.02.1995 № 39/95-ВР. *Відомості Верховної Ради*. 1995. № 12. Ст. 81.
4. Загальні положення безпеки атомних станцій (НП 306.2.141-2008): наказ Держатомрегулювання від 19.11.2007 № 162. *Офіційний вісник України*. 2008. № 9. Ст. 226.
5. A framework for an integrated risk informed decision making process (INSAG-25): report by the International Nuclear Safety Group. Vienna: IAEA, 2011. 24 p.
6. Reactor safety study. An assessment of accident risks in US Commercial Nuclear Power Plant. NUREG-75/014 (WASH-1400): Technical report. Washington, D.C. : US Nuclear Regulatory Commission, 1975.
7. Комплексна (зведена) програма підвищення рівня безпеки енергоблоків атомних електростанцій: постанова Кабінету Міністрів України від 07.12.2011 № 1270. *Офіційний вісник України*. 2011. № 96. Ст. 3504.
8. Про схвалення Стратегії реформування системи державного нагляду (контролю): розпорядження Кабінету Міністрів України від 18.12.2017 № 1020-р. *Офіційний вісник України*. 2018. № 16. Ст. 558.
9. Про використання оцінок ризику в регулюванні безпеки ядерних установок: Постанова Колегії Держатомрегулювання від 13.11.2001 № 9.
10. FP7-EURATOM-FISSION - EURATOM: Nuclear fission and radiation protection [Електронний ресурс]. URL: https://cordis.europa.eu/programme/rcn/868_en.html (дата звернення: 11.01.2018). Назва з екрану.
11. European Technical Safety Organisation Network: ETSON progress report 2016. [Електронний ресурс]. URL: http://www.etsn.eu/sites/default/files/information-center/reports-and-publications/ETSON_2016_Progress_Report.pdf. (дата звернення: 11.01.2018). Назва з екрану.
12. Розробка імовірнісної моделі імовірнісного аналізу безпеки АЕС із ВВЕР-1000/320 1-го рівня стосовно внутрішніх ініціаторів: звіт про НДР (заключний) /

Державне підприємство «Державний науково-технічний центр з ядерної та радіаційної безпеки». Київ, 2009. 242 с. № ДР 0109U008228.

13. Розробка імовірнісної моделі енергоблока ВВЕР-1000/В-320 для внутрішніх вихідних подій при роботі енергоблока на номінальному рівні потужності для коду SAPHIRE 8: звіт про НДР (заключний) / Державне підприємство «Державний науково-технічний центр з ядерної та радіаційної безпеки». Київ, 2018. 53 с. № ДР 0118U003880.

14. Методика виконання експертизи (технічної оцінки) матеріалів імовірнісного аналізу безпеки енергоблоків АЕС: звіт про НДР (заключний) / Державне підприємство «Державний науково-технічний центр з ядерної та радіаційної безпеки». Київ, 2018. № ДР 0109U008228.

15. «Визначення та процедури, що застосовуються при аналізі невизначеностей при ризик-інформованому підході до прийняття рішень» (завдання 9, контракт BOA257586).

16. «Підтримка у впровадженні ризик-інформованої інспекції» (завдання 10, контракт BOA257586), «Вдосконалена оцінка безпеки: розширений імовірнісний аналіз безпеки» (ASAMPSA).

17. ASAMPSA_E. Advanced Safety Assessment Methodologies: Extended PSA. [Електронний ресурс]. URL: <http://asampsa.eu/>. (дата звернення: 11.01.2018). Назва з екрану.

18. План нормативного регулювання Державної інспекції ядерного регулювання України: наказ Держатомрегулювання від 27.06.2017 № 229.

19. Вимоги до ризик-інформованого прийняття рішень з безпеки атомних станцій (НП 306.2.217-2017): наказ Державної інспекції ядерного регулювання України від 01.12.2017 № 443. *Офіційний вісник України*. 2018. № 3. С. 192—197.

20. МТО 110-02. Методика виконання експертизи (технічної оцінки) матеріалів імовірнісного аналізу безпеки АЕС: схвалена Науково-технічною радою ДНТЦ ЯРБ, протокол від 01.12.2017 №17-14. Київ: ДНТЦ ЯРБ, 2017.

21. Probabilistic Risk Assessment. Procedures Guide for NASA Managers and Practitioners. NASA/SP-2011-3421. Second Edition. Washington, DC: NASA, 2011. 431 p.

22. Risk-Informed Decision Making: A Survey of United States Experience: Technical Report / The B. John Garrick Institute for the Risk Sciences, CRIEPI, 2017. 177 p.

23. Three Mile Island Accident of 1979 Knowledge Management Digest – Overview (NUREG/KM-0001, Revision 1). Washington, D.C.: US Nuclear Regulatory

Commission, 2016. 48 p.

24. Kaplan S., Garrick B. J. On the quantitative definition of risk. *Risk Analysis*. 1981. № 1. pp. 11–37.

25. Development and Application of Level 1 Probabilistic Safety Assessment for Nuclear Power Plants Specific Safety Guide (SSG-3). Vienna : IAEA, 2010. 215 p.

26. Development and Application of Level 2 Probabilistic Safety Assessment for Nuclear Power Plants Specific Safety Guide (SSG-4). Vienna : IAEA, 2010. 108 p.

27. Standard for Probabilistic Risk Assessment for Nuclear Power Plant Applications (ASME RA-Sa-2009). NY: American Nuclear Society, 2009.

28. Procedures for conducting probabilistic safety assessment for non-reactor nuclear facilities (IAEA-TECDOC-1267). Vienna: IAEA, 2002. 72 p.

29. Бегун В. В., Горбунов О. В., Каденко И. Н., Письменный Е. Н., Зенюк А. Ю., Литвинский Л. Л. Вероятностный анализ безопасности атомных станций (ВАБ) : учебное пособие. К : Політехніка, 2000. 568 с.

30. Острейковский В.А., Швыряев Ю.В. Безопасность атомных станций. Вероятностный анализ. М.: Физматлит, 2008. 352 с.

31. Zoltan Kovacs. Probabilistic Safety Assessment of WWER440. Reactors Prediction, Quantification and Management of the Risk. Switzerland: Springer International Publishing, 2014. 306 p.

32. Диев В.С. Риск: оценка и принятие решений. *Философия науки*. 2010. № 4 (47). С. 15–32.

33. Найт Ф. Понятие риска и неопределенности / Пер. с англ. *Thesis*. 1994. Вып. 5. С. 12–28.

34. Кухоцкий А. В., Носовский А. В., Дыбач А. М. Разработка теплогидравлических моделей элементов активной зоны ядерной подкритической установки "Источник нейтронов". *Вопросы атомной науки и техники*. 2017. № 2 (108). С. 131–137.

35. Калногуз А. М., Олійник В. В., Демідов Є. М., Клевцов О. Л., Дибач О. М. Автоматизована система контролю і управління ядерної підкритичної установки: опис системи та регулювання безпеки. *Ядерна та радіаційна безпека*. 2013. № 3 (59). С. 54–61.

36. Lyubarskiy A., Kuzmina I, El-Shanawany M. Notes on potential areas for enhancement of the PSA methodology based on lessons learned from the Fukushima accident: Proceedings. *UK's 2nd Probabilistic Safety Analysis / Human Factors Assessment Forum*. Warrington, UK, 8 – 9 September 2011. 6 p.

37. Kumar M., Klug J., Alzbutas R., Burgazzi L., Farcasiu M., Ivanov I.,

Kazuta H., Rovere S. La, Nitoi M., Sevbo O., Vitazkova J., Hustak S., Wielenberg A. Lessons of the Fukushima Daiichi Accident for PSA. Reference ASAMPSA_E : Technical Report ASAMPSA_E / WP30 / D30.2 / 2015-08. IRSN PSN-RES/SAG/2015-00025, 2015. 107 p.

38. Matsuoka T. A study of Fukushima nuclear power plant accidents by the viewpoint of PSA. Eleventh International Conference of Probabilistic Safety Assessment and Management (PSAM 11/ESREL12): Proceeding. Helsinki, Finland, 25–29 June, 2012.

39. Ramana M. V. Beyond our imagination: Fukushima and the problem of assessing risk. *Bulletin of the Atomic Scientist*. [Електронний ресурс]. URL: <https://thebulletin.org/beyond-our-imagination-fukushima-and-problem-assessing-risk-0> (дата звернення: 11.01.2018). Назва з екрану.

40. Тихонов М. Н. Рылов М. И. После Чернобыля и Фукусимы-1: выявление и оценка неопределённостей и рисков. *АНРИ*. 2014. Вып. 2 (77). С. 2–77.

41. Громов Г. В., Дибач О. М., Інюшев В. В., Носовський А. В., Шоломицький С. Е., Гашев М. Х., Миколайчук О. А. Про критерії та вимоги безпеки до нових енергоблоків АЕС у світлі уроків аварії на АЕС «Фукусіма-Даїчі». *Ядерна та радіаційна безпека*. 2013. № 1 (57). С. 7–9.

42. Громов Г. В., Дыбач А. М., Зеленый О. В., Инюшев В. В., Носовский А. В., Шоломицкий С. Э., Шугайло А-й П., Гашев М. Х., Бойчук В. С. Результаты экспертной оценки стресс-тестов действующих энергоблоков АЭС Украины с учетом уроков аварии на АЭС «Фукусима-1» в Японии. *Ядерна та радіаційна безпека*. 2012. № 1 (53). С. 3–9.

43. Бойчук В. С., Гашев М. Х., Миколайчук О. А., Громов Г. В., Дибач О. М., Жабін О. І., Воронцов Д. В., Рижов Д. І., Інюшев В. В., Носовський А. В., Шоломицький С. Е. План дій щодо впровадження на АЕС України заходів з підвищення безпеки за результатами стрес-тестів. *Ядерна та радіаційна безпека*. 2013. № 2 (58). С. 3–7.

44. Гашев М. Х., Громов Г. В., Дыбач А. М., Инюшев В. В., Носовский А. В., Шоломицкий С. Э. Вопросы целевой переоценки безопасности действующих энергоблоков АЭС Украины в свете событий на АЭС Фукусима-1 в Японии. *Ядерна та радіаційна безпека*. 2011. № 3 (51). С. 3–8.

45. 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: poster. *Eurosafe Forum 2013*, Cologne, 4–5 November 2013.

46. Билей Д.В., Васильченко С.В., Власенко Н.И., Коврижкин Ю.Л.,

Коліханов В.Н., Комаров Ю.А., Фридман Н.А. Риск-ориєнтовані підходи оптимізації технічного обслуговування і експлуатаційного контролю систем, важких для безпеки АЕС. Одеса: Видавництво «ТЭС», 2004. 530 с.

47. Комаров Ю. А. Розвиток ризик-ориєнтованих підходів для підвищення безпеки і ефективності експлуатації атомних електростанцій: монографія / Під ред. В. І. Скалозубова ; НАН України, Ін-т проблем безпеки АЕС. Чорнобиль (Київ. обл.) : Ін-т проблем безпеки АЕС, 2014. 288 с.

48. Громов Г. В., Глушенко Н. Ф., Севбо А. Е., Шоломицький С. Э., Шумаєв А. Н. Використання ймовірнісних методів в діяльності по ідентифікації дефіцитів безпеки і оцінці впливу на ризик при експлуатації АЕС. Шоста міжнарод. науч.-практ. конф. по проблемам атомної енергетики. Безпека, ефективність, ресурс ЯЕУ. Севастополь, 21 — 26 вересня 2007.

49. Комаров Ю. А. Можливості ризик-ориєнтованого підходу для підвищення надійності і безпеки АЕС. *Теплоенергетика*. 2014. № 10. С. 12–14.

50. Комаров Ю. А. Методика ймовірнісної оцінки достовірності вимірювань системи контролю концентрації борної кислоти енергоблоків с ВВЭР. *Ядерні вимірювально-інформаційні технології*. 2014. № 1 (49). С. 46–59.

51. Дыбач А. М., Севбо А. Е., Шумаєв А. Н. Ймовірнісна оцінка аварійних сценаріїв, потенціально приводящих до порушенню умов хрупкої міцності металу корпусу реактора. *Повищення безпеки і ефективності АЕС: сб. докладов второй міжнарод. науч.-практ. конф. (г. Одеса, 5–7 вересня 2010 г.)* г. Одеса, 2010. С. 121–132.

52. Теоретичні та прикладні основи економічного, екологічного та технологічного функціонування об'єктів енергетики / В.О. Артемчук, Т.Р. Білан, І.В. Білінов та ін.; за ред. А.О. Запорожця, Т.Р. Білан. Київ, 2017. 312 с.

53. Попов О.О., Яцишин А.В., Ковач В.О., Артемчук В.О. Математичний підхід до визначення ризиків для населення урбанізованих територій від впливу техногенних об'єктів. *Моделювання та інформаційні технології*. 2017. № 79. С. 49–60.

54. Ковач В.О., Артемчук В.О., Куценко В.О. Сучасні методи аналізу ризиків в задачах управління екологічною безпекою на техногенно забруднених територіях. *Техногенно-екологічна безпека та цивільний захист*. 2016. № 10. С. 56–64.

55. 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. 124 p.

56. Safety Assessment for Facilities and Activities (GSR. Part 4). Vienna : IAEA, 2009. 63 p.

57. Report. WENRA Safety Reference Levels for Existing Reactors. Update In Relation To Lessons Learned From TEPCO Fukushima Daiichi Accident. [Электронный ресурс]. URL: http://www.wenra.org/media/filer_public/2014/09/19/wenra_safety_reference_level_for_existing_reactors_september_2014.pdf (дата звернення: 11.01.2018). Назва з екрану.

58. Use of the Probabulitic Risk Assessment Methods in Nuclear Regulatory Activities. Final Policy Statement. Federal Register. 1995. № 158. pp. 42622–42629.

59. An approach for using probabilistic risk assessment in risk-informed decisions on plant-specific changes to the licensing basis (NUREG-1.174) : Technical report. [Электронный ресурс]. URL: <http://www.nrc.gov/reading-rm/doc-collections/reg-guides/power-reactors/rg/01-174/>. (дата звернення: 11.01.2018). Назва з екрану.

60. An approach for plant-specific, risk-informed decision-making: Inservice testing. Regulatory guide 1.175 : Technical report. Washington, D.C. : US Nuclear Regulatory Commission, 1998. 36 p.

61. An approach for plant-specific, risk-informed decision-making: Graded quality assurance. Regulatory guide 1.176 : Technical report. Washington, D.C. : US Nuclear Regulatory Commission, 1998. 24 p.

62. An approach for plant-specific, risk-informed decision-making: Technical specifications, Regulatory guide 1.177 : Technical report. Washington, D.C. : US Nuclear Regulatory Commission, 1998. 38 p.

63. An approach for plant-specific, risk-informed decision-making: Inservice inspection of piping, Regulatory guide 1.178 : Technical report. Washington, D.C. : US Nuclear Regulatory Commission, 1998. 33 p.

64. Guidance on the treatment of uncertainties associated with PRAs in risk-informed decision making (NUREG-1855. Revision 1) : Technical report. [Электронный ресурс]. URL: <https://www.nrc.gov/reading-rm/doc-collections/nuregs/staff/sr1855/r1/>. (дата звернення: 11.01.2018). Назва з екрану.

65. Guideline for the Treatment of Uncertainty in Risk-Informed Applications. Technical Basis Document. Topical Report, 2004. [Электронный ресурс]. URL: <http://www.nrc.gov/docs/ML0800/ML080040199.pdf>. (дата звернення: 11.01.2018).

Назва з екрану.

66. Guideline for the Treatment of Uncertainty in Risk-Informed Applications. Applications Guide. Final Report, October 2006. [Електронний ресурс]. URL: https://kscddms.ksc.nasa.gov/Reliability/Documents/Uncertainties_Treatment_of_NUREG1855_vol%201.pdf. (дата звернення: 11.01.2018). Назва з екрану.

67. Treatment of Parameter and Model Uncertainty for Probabilistic Risk Assessments. Final Report, December 2008. [Електронний ресурс]. URL: <https://www.epri.com/#/pages/product/000000000001016737/?lang=en>. (дата звернення: 11.01.2018). Назва з екрану.

68. Practical Guidance on the Use of Probabilistic Risk Assessment in Risk-Informed Applications with a Focus on the Treatment of Uncertainty. Technical Update, December 2012. [Електронний ресурс]. URL: <https://www.epri.com/#/pages/product/1026511/?lang=en>. (дата звернення: 11.01.2018). Назва з екрану.

69. Integrated Decision Framework for Risk-Informed Regulation of Nuclear Power Plants. Final Report, March 2004. [Електронний ресурс]. URL: <https://www.epri.com/#/pages/product/1007970/?lang=en>. (дата звернення: 11.01.2018). Назва з екрану.

70. Glossary of Risk-Related Terms in Support of Risk-Informed Decisionmaking (NUREG-2122). [Електронний ресурс]. URL: <https://www.nrc.gov/reading-rm/doc-collections/nuregs/staff/sr2122/>. (дата звернення: 11.01.2018). Назва з екрану.

71. Визначення та процедури, що застосовуються при аналізі невизначеностей при ризик-інформованому підході до прийняття рішень: звіт про НДР (Завдання 9, Угода № 257586 від 23.03.2015 р., етап 1) / Державне підприємство «Державний науково-технічний центр з ядерної та радіаційної безпеки». Київ, 2015. 39 с.

72. Zio E. and Pedroni, N. (2013). Literature review of methods for representing uncertainty. Cahiers de la Sécurité Industrielle 2013-03, Fondation pour une Culture de Sécurité Industrielle, Toulouse, France. [Електронний ресурс]. URL: <http://www.foncsi.org/>. (дата звернення: 11.01.2018). Назва з екрану.

73. Flage R., Baraldi P., Zio E., Aven T. Possibility-probability transformation in comparing different approaches to the treatment of epistemic uncertainties in a fault tree analysis. The European safety and reliability conference (ESREL'2010) : Proceedings. Rhodes, Greece. 2010.

74. Baudrit C., Dubois D. Comparing methods for joint objective and subjective uncertainty propagation with an example in a risk assessment. Proc. Fourth International Symposium on Imprecise Probabilities and their Applications (ISIPTA'05). Pittsburgh,

PA, USA. 2005. 10 p.

75. Helton J. C., Oberkampf W. L. An exploration of alternative approaches to the representation of uncertainty in model predictions. *Reliability Engineering & System Safety*. 2004. № 85(1). pp. 39–71.

76. Flage R., Aven T., Zio E. Alternative representations of uncertainty in reliability and risk analysis — review and discussion. The European safety and reliability conference 2009 (ESREL'2009): Proceedings. London : CRC Press, 2009. pp. 2081–2091.

77. Харабет А. Н., Зотеев О. Е., Зотеев В. О., Чулкин О. А. Оценка надежности основного оборудования с применением экспертных методов. IV Междунар. науч.-техн. конф. «Повышение безопасности и эффективности атомной энергетики» : материалы конф. Одесса, 2014.

78. Hofer E. When to Separate Uncertainties and When Not to Separate. *Reliability Engineering and System Safety*. 1996. Vol. 54. pp. 113–118.

79. Baraldi P., Pedroni N., Zio E., Ferrario E., Pasanisi A., Couplet M. Monte Carlo and fuzzy interval propagation of hybrid uncertainties on a risk model for the design of a flood protection dike. ESREL'2011: Proceedings, Troyes, France, 2012. [Электронный ресурс]. URL: <https://hal-supelec.archives-ouvertes.fr/hal-00658077/document>. (дата звернення: 11.01.2018). Назва з екрану.

80. Baraldi P., Zio, E. A combined Monte Carlo and possibilistic approach to uncertainty propagation in event tree analysis. *Risk Analysis*. 2008. № 28(5). pp.1309–1325.

81. Flage R., Baraldi P., Ameruso F., Zio E., Aven, T. (2010). Handling epistemic uncertainties in fault tree analysis by probabilistic and possibilistic approaches. *Reliability, Risk and Safety: Theory and Applications*. Supplement proceedings of the European Safety and Reliability Conference 2009 (ESREL'2009). Prague, Czech Republic, 2009.

82. Helton J. C., Johnson J. D., Oberkampf W. L., Sallaberry C. J. Representation of analysis results involving aleatory and epistemic uncertainty (SAND2008-4379) : Technical report. New Mexico : Sandia National Laboratories, Albuquerque, 2009. 61p.

83. Abrahamsson M. Uncertainty in Quantitative Risk Analysis. Characterisation and Methods of Treatment : Report 1024. Lund, 2002. 117 p.

84. Durga K., Kushwahaa H. , Vermab A., Srividya A. Quantification of epistemic and aleatory uncertainties in level-1 probabilistic safety assessment studies. *Reliability Engineering & System Safety*. 2007. pp. 947–956.

85. Huang D., Chen T., Wang M.-J. J. A fuzzy set approach for event tree

analysis. *Fuzzy Sets and Systems*. 2001. № 118(1). pp. 153–165.

86. RiskSpectrum. World's #1 risk management software. Lloyd's Register Group Limited. [Электронный ресурс]. URL: https://issuu.com/lr_marine/docs/riskspectrumrev4__1_ (дата звернення: 11.01.2018). Назва з екрану.

87. RiskSpectrum Analysis Tools. User's Manual. Version 3.2.5. By Lloyd's Register Consulting : Energy AB. May 2015.

88. Supporting a safer nuclear power industry. Nuclear assurance services. Lloyd's Register Group Limited. 2012. [Электронный ресурс]. URL: http://www.riskspectrum.com/en/risk/Meny_2/RiskSpectrum_PSA/. (дата звернення: 11.01.2018). Назва з екрану.

89. Smith C. L., Wood S. T. Systems Analysis Programs for Hands-on Integrated Reliability Evaluations (SAPHIRE) Version 8. Volume 1: Overview and Summary (NUREG/CR-7039). 2011. 88 p.

90. Wood S. T., Smith C. L., Kvarfordt K. J., Beck S. T. Systems Analysis Programs for Hands-on Integrated Reliability Evaluations (SAPHIRE): Summary Manual (NUREG/CR-6952, Volume 1). 2008. 94 p.

91. SAPHIRE 8 Basics. An Introduction to Probabilistic Risk Assessment via the Systems Analysis Program for Hands-On Integrated Reliability Evaluations (SAPHIRE) Software : Idaho National Laboratory. 2015.

92. Advanced SAPHIRE 8. Modeling Methods for Probabilistic Risk Assessment via the Systems Analysis Program for Hands-On Integrated Reliability Evaluations (SAPHIRE) Software : Idaho National Laboratory. 2015.

93. Луцкий М. Г., Иванченко Е. В., Казмирчук С. В., Охрименко А. А. Современные средства управления информационными рисками. *Захист інформації*. 2012. № 1. С. 5 – 16.

94. Лопарев С. А., Шелупанов А. А. Анализ инструментальных средств оценки рисков утечки информации в компьютерной сети предприятия. *Вопросы защиты информации*. 2003. № 4. С. 2–4.

95. Медведовский И. С. Современные методы и средства анализа и контроля рисков информационных систем компаний CRAMM, RiskWatch и ГРИФ. 2004. [Электронный ресурс]. URL: <http://www.ixbt.com/cm/informationssystem-risks012004.shtml>. (дата звернення: 11.01.2018). Назва з екрану.

96. @RISK. Анализ с использованием моделирования по методу Монте-Карло [Электронный ресурс]. URL: <http://www.palisade.com/risk/ru/>. (дата звернення: 11.01.2018). Назва з екрану.

97. Майборода Р.Є., Сугакова О.В. Аналіз даних за допомогою пакета R: Навчальний посібник. [Електронний ресурс]. URL: http://matphys.rpd.univ.kiev.ua/downloads/courses/mmatstat/Statistics_with_R.pdf. (дата звернення: 11.01.2018). Назва з екрану.

98. Manuals for R: A Programming Environment for Data Analysis and Graphics. Version 3.1.2 (2014-10-31). [Електронний ресурс]. URL: <http://www.r-project.org/>. (дата звернення: 11.01.2018). Назва з екрану.

99. Загальні положення безпеки об'єкта по виробництву ядерного палива (НП 306.2.163-2010): наказ Держатомрегулювання від 06.09.2010 № 112. *Офіційний вісник України*. 2010. № 88. Ст. 3110.

100. Загальні положення безпеки ядерної підкритичної установки (НП 306.2.183-2012): наказ Держатомрегулювання від 12.03.2012 № 56. *Офіційний вісник України*. 2012. № 35. Ст. 1311.

101. Загальні положення забезпечення безпеки захоронення радіоактивних відходів у геологічних сховищах (НП 306.4.133-2007): наказ Держатомрегулювання від 29.05.2007 № 81. *Офіційний вісник України*. 2007. № 43. Ст. 1740.

102. Загальні положення безпеки при поводженні з радіоактивними відходами до їх захоронення (НП 306.4.213-2017) : наказ Держатомрегулювання від 01.08.2017 № 279. *Офіційний вісник України*. 2017. № 71. Ст. 2182.

103. Основні положення забезпечення безпеки проміжних сховищ відпрацьованого ядерного палива сухого типу (НП 306.2.105-2004): наказ Держатомрегулювання від 29.12.2004 № 198. *Офіційний вісник України*. 2005. № 3. Ст. 168.

104. Вимоги до оцінки безпеки атомних станцій (НП 306.2.162-2010): наказ Держатомрегулювання від 22.09.2010 № 124. *Офіційний вісник України*. 2010. № 82. Ст. 2897.

105. Руководящий документ "Требования к содержанию отчета по анализу безопасности АС с реакторами типа ВВЭР на стадии выдачи разрешения на ввод в эксплуатацию (КНД 306.302-96): приказ Минэкобезопасности Украины от 30.05.1997 № 81. Киев : Минэкобезопасности Украины, 1997. 206 с.

106. Требования к содержанию отчета по анализу безопасности действующих на Украине энергоблоков АЭС с реакторами типа ВВЭР (РД-95): приказ Госкоматома Украины от 27.11.1995 № 386. Киев : Госкоматом Украины, 125 с.

107. Вимоги щодо структури та змісту звіту про аналіз безпеки сховищ для

зберігання радіоактивних відходів (НП 306.4.142-2008): наказ Держатомрегулювання від 07.12.2007 № 168. *Офіційний вісник України*. 2008. № 14. Ст. 345.

108. Методика виконання експертизи (технічної оцінки) матеріалів, які приведені у додатку до звіту з аналізу безпеки діючих енергоблоків АЕС "Імовірнісний аналіз безпеки" (ГНД 306.7.02/2.048-01): наказ Держатомрегулювання від 15.06.2001 № 41. Київ : Державний комітет ядерного регулювання України, 2001. 68 с.

109. ДСТУ ISO/IEC 17025:2017. Загальні вимоги до компетентності випробувальних та калібрувальних лабораторій (ISO/IEC 17025:2017, IDT). [На заміну ДСТУ ISO/IEC 17025:2006; чинний від 2018-01-01]. Вид. офіц. Київ: ДП «УкрНДНЦ». (Національний стандарт України).

110. Дыбач А. М. О применении теории нечетких множеств для оценки неопределенностей вероятностного анализа безопасности АЭС. *Ядерна та радіаційна безпека*. 2015. № 1 (65). С. 16–19.

111. Knuth D. E. *The Art of Computer Programming, Volume 3: Sorting and Searching*. Massachusetts: Addison-Wesley, Reading, 1997. 791 p.

112. Hoare C. A. R. Quicksort. *Computer Journal*. 1962. № 5(1). pp. 10–15.

113. Baraldi P., Compare M., Zio E. Importance measures in presence of uncertainties. *Reliability and Risk Analysis: Theory and Applications*. 2009. № 2(2). pp. 30–41.

114. 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.

115. Attributes of Full Scope Level 1 Probabilistic Safety Assessment (PSA) for Applications in Nuclear Power Plants (IAEA TECDOC-1804). Vienna : IAEA, 2016. 331 p.

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

117. Дыбач А. М. Методологические основы анализа и учета неопределённости вероятностного анализа безопасности АЭС. *Ядерна та радіаційна безпека*. 2014. № 4 (64). С. 8–16.

118. Дыбач А. М. О проблеме выявления, анализа и учета неопределённости вероятностного анализа безопасности АЭС. *Повышение*

безопасности и эффективности атомной энергетики: сб. докладов. IV междунар. науч.-техн. конф. (г. Одесса, Украина, 30 сентября—03 октября 2014) г. Одесса, 2014. С. 94–110.

119. Living probabilistic safety assessment (LPSA) (IAEA-TECDOC-1106). Vienna: IAEA, 1999. 60 p.

120. 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.

121. Дыбач А. М., Носовский А. В. Оценка вероятности превышения критериев безопасности по результатам вероятностного анализа безопасности. *Ядерна та радіаційна безпека*. 2015. № 4 (68). С. 9–13.

122. Саати Т. Принятие решений. Метод анализа иерархий. М.: Радио и связь. 1993. 278 с.

123. Соловьев В. И. Методы оптимальных решений: Учеб. пособие. М.: Финансовый университет, 2012. 364 с.

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

125. Kolaczowski A., Forester J., Lois E., Cooper S. Good Practices for Implementing Human Reliability Analysis (NUREG-1792). Washington, DC: U. S. Nuclear Regulatory Commission, 2005. 110 p.

126. Kreinovich V., Ferson S. A New Cauchy-Based Black-Box Technique for Uncertainty in Risk Analysis. 2-1-2003: University of Texas at El Paso. 30 p.

127. 38-172.203.001.ОБ03. ОЦПБ-0.41.002.03. Дополнительная целевая переоценка безопасности энергоблоков ОП ЗАЭС с учетом уроков, извлеченных из аварии на АЭС Фукусима-1. Глава 3. Потеря электропитания и/или конечного поглотителя тепла.

128. Предварительный отчет по анализу безопасности Комплекса мероприятий в рамках стратегии управления запроектной аварией «Длительное полное обесточивание энергоблоков на площадке АЭС с потерей отвода тепла к конечному поглотителю» для РУ В-320 ОП ЗАЭС.

129. №КТР-М.1234.03-211.13. Концептуальное техническое решение «О стратегии и технических средствах преодоления последствий запроектной аварии «Длительное полное обесточивание площадки АЭС с потерей конечного поглотителя тепла» для энергоблоков с РУ-320.

130. №КТР-М.1234.03-211.13 Изменение №1 к КТР «О стратегии и

технических средствах преодоления последствий запроектной аварии «Длительное полное обесточивание площадки АЭС с потерей конечного поглотителя тепла» для энергоблоков с РУ-320».

131. №121-008-ТТ-РЦ-2. Технические требования и условия поставки. Мобильная насосная установка для подпитки парогенераторов. Энергоблоки ВВЭР-1000/В-320.

132. №122-008-ТТ-РЦ-2. Технические требования и условия поставки. Мобильная дизель-генераторная станция напряжением 0,4 кВ. Энергоблоки ВВЭР-1000/В-320.

133. 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.

134. Підтримка у впровадженні ризик-інформованої інспекції (розробка детальних технічних посібників для підтримки інспекційної діяльності для ХАЕС-2, ЮУАЕС-1, РАЕС-1, ЗАЕС-5). Проведення пілотної ризик-інформованої інспекції на РАЕС-1: звіт про НДР (Завдання 10 до угоди № 257586 від 23.03.2015, етап 1.2, проміжний) / Державне підприємство «Державний науково-технічний центр з ядерної та радіаційної безпеки»; Київ, 2016. 42 с.

135. Підтримка у впровадженні ризик-інформованої інспекції (розробка детальних технічних посібників для підтримки інспекційної діяльності для ХАЕС-2, ЮУАЕС-1, РАЕС-1, ЗАЕС-5). Розробка технічного посібника ІАБ для РАЕС-1: Звіт про НДР (Завдання 10 Угоди № 257586 від 23.03.2015, етап 1.1) / Державне підприємство «Державний науково-технічний центр з ядерної та радіаційної безпеки»; Київ, 2015. 247 с.

136. Birnbaum Z. W. Chapter On the importance of different components in a multi component system in *Multivariate analysis II*. New York : Academic Press, 1969. pp. 581–592.

137. Borgonovo E. Measuring uncertainty importance: investigation and comparison of alternative approaches. *Risk Analysis*. 2006. № 26(5). pp. 1349–1361.

138. Програма оптимізації технічного-обслуговування та ремонтів систем, важливих для безпеки, на основі ризик – інформованого управління конфігурацією АЕС (Енергоблок №2 ВП ЗАЕС). Енергодар: ВП ЗАЕС, 2018.

139. Методичне керівництво щодо ризик – інформованого управління конфігурацією АЕС, ризик-інформованого ТРБЕ та ризик-інформованого визначення міжремонтних інтервалів та періодичності технічного обслуговування для АЕС з ВВЕР-1000. ВП ЗАЕС. 21.2.ООР.2.4.ОД.0. 2018.

ДОДАТОК А

Фрагмент вхідних даних та результатів розрахунків

Додаток А.1 – Файл вхідних даних програми R

```

#--- Model of the simulating object: -----#
#   N NAME          var
#   -- -----
#   1 TX10D01-MDP-R  x1
#   2 TX10-300      x2
#   3 TX10-TM       x3
#   4 TX10D01-MDP-S  x4
#   5 HEP-TX10      x5
#   6 BV00-HG11-VF  x6
#   7 TX10S02-CKV-O  x7
#   8 TX10B01-TNK-U  x8
# 87600

N_cycle = 20;
T_simulation = 100 * 365 * 24;
N_elem = 2;

lambda_list = c(3.5e-5, 8.7e-5);
mu_list = c(5.1e-2, 1.3e-1);
cycle_lambda = matrix(nrow=N_cycle, ncol=2);
cycle_mu = matrix(nrow=N_cycle, ncol=2);

cycle_Summary = matrix(nrow=N_cycle, ncol=10);
cycle_TimeToFailure = matrix(nrow=N_cycle, ncol=10000);
cycle_TimeToRepair = matrix(nrow=N_cycle, ncol=10000);

for (k in 1:N_cycle)
{
### Generate the values of failure/repair rates:
  cycle_lambda[k, 1] <- rnorm(n=1, mean=lambda_list[1],
sd=0.1*lambda_list[1]);
  cycle_lambda[k, 2] <- rnorm(n=1, mean=lambda_list[2],
sd=0.1*lambda_list[2]);
  cycle_mu[k, 1] <- rnorm(n=1, mean=mu_list[1], sd=0.1*mu_list[1]);
  cycle_mu[k, 2] <- rnorm(n=1, mean=mu_list[2], sd=0.1*mu_list[2]);

###
=====
===== ###
  elem_lambda <- cycle_lambda[k, 1:2];
  elem_mu <- cycle_mu[k, 1:2];

```

```

elem_TimeToFailure = matrix(nrow=3, ncol=0);
elem_TimeToRepair = matrix(nrow=3, ncol=0);
elem_IntervalTime = matrix(nrow=3, ncol=0);
elem_IntervalState = matrix(data=0, nrow=3, ncol=0); #elem_IntervalState;
empty_vector = matrix(nrow=3, ncol=1); #empty_vector;
elem_Summary = matrix(nrow=3, ncol=10);
#names(elem_Summary) = c("N intervals F/R", "N intervals", "Sum T
failure", "Sum T repair", "Sum Time", "0-State Probability", "1-State Probability")
for (i in 1:N_elem)
{
  sum_time = 0;
  time_index = 1;
  time_index_2 = 1;
  while (sum_time < T_simulation) {
    elem_TimeToFailure = cbind(elem_TimeToFailure, empty_vector);
    elem_TimeToFailure[i,time_index] <- round( rexp(1, elem_lambda[i])+1, 0);
    elem_TimeToRepair <- cbind(elem_TimeToRepair, empty_vector);
    elem_TimeToRepair[i,time_index] <- round( rexp(1, elem_mu[i])+1, 0);

    elem_IntervalTime <- cbind(elem_IntervalTime, empty_vector);
    elem_IntervalTime[i,time_index_2] <- elem_TimeToFailure[i,time_index];
    elem_IntervalTime <- cbind(elem_IntervalTime, empty_vector);
    elem_IntervalTime[i,time_index_2 + 1] <-
elem_TimeToRepair[i,time_index];

    elem_IntervalState <- cbind(elem_IntervalState, empty_vector);
    elem_IntervalState[i,time_index_2] <- 0;  #"Operating"

```

**Додаток А.2 – Фрагмент переліку мінімальних перетинів розрахунку
імовірнісної моделі**

(варіантний випадок 10 альтернатива а1)

№ п/п	Імовірність	Вклад в загальну ЧПАЗ, %	Мінімальний перетин
1	8.800E-7	7.04	S1,C-TQN0B01-BST-Q-ABC-L
2	2.926E-7	2.34	T1,C-GN01-DGN-S-ABC,YP22S10-PRV-E
3	2.926E-7	2.34	T1,C-GN01-DGN-S-ABC,YP23S10-PRV-E
4	2.926E-7	2.34	T1,C-GN01-DGN-S-ABC,YP21S10-PRV-E
5	2.745E-7	2.19	S2,C-TQN3D01-MDP-R-ABC
6	2.700E-7	2.16	R,<PASS>
7	2.498E-7	2.00	T1,C-GN01-DGN-S-ABC,YP21S03-PRV-E
8	2.498E-7	2.00	T1,C-GN01-DGN-S-ABC,YP21S04-PRV-E
9	2.498E-7	2.00	T1,C-GN01-DGN-S-ABC,YP22S03-PRV-E
10	2.498E-7	2.00	T1,C-GN01-DGN-S-ABC,YP22S04-PRV-E
11	2.498E-7	2.00	T1,C-GN01-DGN-S-ABC,YP23S03-PRV-E
12	2.498E-7	2.00	T1,C-GN01-DGN-S-ABC,YP23S04-PRV-E
13	2.435E-7	1.95	T42,C-TXN0S05-SDV-O-ABCD,TX70-HTX-F
14	2.435E-7	1.95	T42,C-TXN0S05-SDV-O-ABCD,TX80-HTX-F
15	2.435E-7	1.95	T42,C-TXN0S05-SDV-O-ABCD,TX50-HTX-F
16	2.435E-7	1.95	T42,C-TXN0S05-SDV-O-ABCD,TX60-HTX-F
17	2.156E-7	1.72	T1,C-TXN0S05-SDV-E-ABCX,TX80-HTX-F
18	2.156E-7	1.72	T1,C-TXN0S05-SDV-E-ABXD,TX70-HTX-F
19	2.156E-7	1.72	T1,C-TXN0S05-SDV-E-AXCD,TX60-HTX-F
20	2.156E-7	1.72	T1,C-TXN0S05-SDV-E-XBCD,TX50-HTX-F
21	1.268E-7	1.01	T1,C-GN01-DGN-S-ABC,RQ11S01-SDV-E
22	1.268E-7	1.01	T1,C-GN01-DGN-S-ABC,RQ12S01-SDV-E
23	1.080E-7	0.86	T12,HEP1-0169-RL5N
24	9.242E-8	0.74	S4,C-QFN1N01-BST-Q-ABC,HEP-MNU-BB
25	8.336E-8	0.67	T9,C-QFN1N01-BST-Q-ABC,HEP-MNU-BB
26	7.960E-8	0.64	T61-2,HEP2-T61-2-1-REACT-D
27	7.356E-8	0.59	S3,C-QFN1N01-BST-Q-ABC,HEP-MNU-BB
28	7.204E-8	0.58	T61-1,C-TXN0S05-SDV-E-AXCD,TX60-HTX-F
29	7.204E-8	0.58	T61-1,C-TXN0S05-SDV-E-ABXD,TX70-HTX-F
30	7.204E-8	0.58	T61-1,C-TXN0S05-SDV-E-XBCD,TX50-HTX-F
31	7.204E-8	0.58	T61-1,C-TXN0S05-SDV-E-ABCX,TX80-HTX-F
32	5.994E-8	0.48	S4,C-QFN1D0N-MDP-R-ABC,HEP-MNU-BB
33	5.582E-8	0.45	T42,/BRUK-CN-SDV-C,HEP2-T42-1-ISOMSIV-DC,HEP2-T42-3-RHR-D,HEP3-T42-RHR-RA
34	5.422E-8	0.43	S2,C-TQN3D01-MDP-S-ABC
35	5.407E-8	0.43	T9,C-QFN1D0N-MDP-R-ABC,HEP-MNU-BB
36	4.800E-8	0.38	T1,C-BN02A-CBA-E-ABC,YP22S10-PRV-E
37	4.800E-8	0.38	T1,C-BN02A-CBA-E-ABC,YP23S10-PRV-E
38	4.800E-8	0.38	T1,C-BN02A-CBA-E-ABC,YP21S10-PRV-E
39	4.771E-8	0.38	S3,C-QFN1D0N-MDP-R-ABC,HEP-MNU-BB
40	4.449E-8	0.36	T9,TX32S02-CTV-E,TX70S05-SDV-E
41	4.449E-8	0.36	T9,TX14S05-CTV-E,TX70S05-SDV-E
42	4.449E-8	0.36	T9,TX21S02-CTV-E,TX50S05-SDV-E
43	4.449E-8	0.36	T9,TX11S05-CTV-E,TX50S05-SDV-E

№ п/п	Імовірність	Вклад в загальну ЧПАЗ, %	Мінімальний перетин
44	4.097E-8	0.33	T1,C-BN02A-CBA-E-ABC,YP21S03-PRV-E
45	4.097E-8	0.33	T1,C-BN02A-CBA-E-ABC,YP21S04-PRV-E
46	4.097E-8	0.33	T1,C-BN02A-CBA-E-ABC,YP22S03-PRV-E
47	4.097E-8	0.33	T1,C-BN02A-CBA-E-ABC,YP22S04-PRV-E
48	4.097E-8	0.33	T1,C-BN02A-CBA-E-ABC,YP23S03-PRV-E
49	4.097E-8	0.33	T1,C-BN02A-CBA-E-ABC,YP23S04-PRV-E
50	3.942E-8	0.32	T1,C-GN01-1-DGN-R-ABC,YP22S10-PRV-E
51	3.942E-8	0.32	T1,C-GN01-1-DGN-R-ABC,YP23S10-PRV-E
52	3.942E-8	0.32	T1,C-GN01-1-DGN-R-ABC,YP21S10-PRV-E
53	3.700E-8	0.30	T61-1,C-TX41S0N-MOV-E-AXXX,RL71S03-MOV-E,TX50-HTX-F
54	3.700E-8	0.30	T61-1,C-TX42S0N-MOV-E-XBXX,RL72S03-MOV-E,TX60-HTX-F
55	3.700E-8	0.30	T61-1,C-TX43S0N-MOV-E-XXCX,RL73S03-MOV-E,TX70-HTX-F
56	3.700E-8	0.30	T61-1,C-TX44S0N-MOV-E-XXXD,RL74S03-MOV-E,TX80-HTX-F
57	3.365E-8	0.27	T1,C-GN01-1-DGN-R-ABC,YP21S03-PRV-E
58	3.365E-8	0.27	T1,C-GN01-1-DGN-R-ABC,YP21S04-PRV-E
59	3.365E-8	0.27	T1,C-GN01-1-DGN-R-ABC,YP22S03-PRV-E
60	3.365E-8	0.27	T1,C-GN01-1-DGN-R-ABC,YP22S04-PRV-E
61	3.365E-8	0.27	T1,C-GN01-1-DGN-R-ABC,YP23S03-PRV-E
62	3.365E-8	0.27	T1,C-GN01-1-DGN-R-ABC,YP23S04-PRV-E
63	3.155E-8	0.25	T42,/ASG-SDV-C,BRUK-CN-SDV-C,C-TQN3D01-MDP-R-ABC,HEP2-T42-13-RHR-D
64	2.866E-8	0.23	S2,C-TQN3S13-CKV-O-ABC
65	2.866E-8	0.23	S2,C-TQN3S10-CKV-O-ABC
66	2.717E-8	0.22	T61-1,C-TX41S0N-MOV-E-AXXX,RL71S01-MOV-E,TX50-HTX-F
67	2.717E-8	0.22	T61-1,C-TX42S0N-MOV-E-XBXX,RL72S01-MOV-E,TX60-HTX-F
68	2.717E-8	0.22	T61-1,C-TX43S0N-MOV-E-XXCX,RL73S01-MOV-E,TX70-HTX-F
69	2.717E-8	0.22	T61-1,C-TX44S0N-MOV-E-XXXD,RL74S01-MOV-E,TX80-HTX-F
70	2.688E-8	0.21	T12,C-RL5ND01-MDP-R-AB
71	2.551E-8	0.20	S4,BLACK-BOX,C-QFN1N01-BST-Q-ABC
72	2.394E-8	0.19	T1,C-GN01-DGN-S-ABC,RC11S01-SDV-E
73	2.394E-8	0.19	T1,C-GN01-DGN-S-ABC,RC11S02-SDV-E
74	2.394E-8	0.19	T1,C-GN01-DGN-S-ABC,RC12S01-SDV-E
75	2.394E-8	0.19	T1,C-GN01-DGN-S-ABC,RC12S02-SDV-E
76	2.394E-8	0.19	T1,C-GN01-DGN-S-ABC,TX70S05-SDV-E
77	2.394E-8	0.19	T1,C-GN01-DGN-S-ABC,TX80S05-SDV-E
78	2.394E-8	0.19	T1,C-GN01-DGN-S-ABC,TX50S05-SDV-E
79	2.394E-8	0.19	T1,C-GN01-DGN-S-ABC,TX60S05-SDV-E
80	2.381E-8	0.19	T42,/BRUK-CN-SDV-C,C-RY13S0N1-AOV-E-AB,HEP2-T42-3-RHR-D,HEP3-T42-RHR-RA,TX70-HTX-F
81	2.381E-8	0.19	T42,/BRUK-CN-SDV-C,C-RY13S0N-AOV-E-AB,HEP2-T42-3-RHR-D,HEP3-T42-RHR-RA,TX70-HTX-F
Сумма	1.147E-05	100	

ДОДАТОК Б

**Список публікацій за темою дисертації і відомості про апробацію
результатів дисертації**

Наукові роботи, в яких опубліковані основні наукові результати 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.

Автор розробив загальний алгоритм дій при перевірці відповідності критерію безпеки, запропонував математичний апарат для оцінки імовірності перевищення критеріїв безпеки для найбільш часто застосовуваних в імовірнісних моделях видів розподілів випадкових величин: нормальний, логнормальний, експоненціальний та гамма-розподіл. Розробив шкалу нормування значень імовірностей в залежності від рівня вимог до дотримання критеріїв.

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.

Автор розробив підхід до врахування взаємного впливу аварійних процесів в басейні витримки та активній зоні реактору в герметичній оболонці ВВЕР-1000/В-320 при оцінюванні ризику, а також виконав моделювання та розрахунки імовірнісного аналізу безпеки першого рівня.

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

Автор розробив метод оцінювання та врахування невизначеностей при ризик-інформованому прийнятті рішень з безпеки АЕС, запропонував модифіковану схему прийняття ризик - інформованого рішення із

врахуванням невизначеностей, провів розрахунки з апробації методу при практичному застосуванні для вибору технічного рішення із множини альтернатив.

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. 124 p.

Автор виконав узагальнення підходів до імовірнісного моделювання вихідних подій аварій для АЕС України (на прикладі енергоблока №1 Рівненської АЕС) та їх порівняльний аналіз із відповідними даними зарубіжних АЕС (надійність обладнання, розрахунок помилок персоналу, мінімальні перетини), визначив потенційні джерела невизначеностей імовірнісного аналізу безпеки.

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.

Автор запропонував метод комбінованого використання імовірнісного та детерміністичного підходів аналізу безпеки на основі модифікації методу рекомендованого МАГАТЕ.

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.

Автор запропонував метод категоризації обладнання АЕС за значущістю, а також запропонував матрицю зв'язку між видами та цілями регулюючих інспекцій та рівнем безпеки об'єкту атомної енергетики.

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.

Автор розробив концепцію оперативного імовірнісного аналізу безпеки.

Наукові роботи, які засвідчують апробацію матеріалів дисертації:

1. Дыбач А. М., Севбо А. Е., Шумаев А. Н. Вероятностная оценка аварийных сценариев, потенциально приводящих к нарушению условий хрупкой прочности

метала корпусу 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.

2. 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.

Автором розроблено імовірнісні моделі для оцінки частоти потенційних сценаріїв крихкого руйнування корпусу реактору АЕС з реакторною установкою ВВЕР-1000

Наукові роботи, які додатково відображають наукові результати дисертації:

1. Громов Г. В., Дибач О. М., Інюшев В. В., Носовський А. В., Шоломицький С. Е., Гашев М. Х., Миколайчук О. А. Про критерії та вимоги безпеки до нових енергоблоків АЕС у світлі уроків аварії на АЕС «Фукусіма-Даїчі». *Ядерна та радіаційна безпека*. 2013. № 1 (57). С. 7–9.

2. Кухоцкий А. В., Носовский А., Дыбач А. М. Разработка теплогидравлических моделей элементов активной зоны ядерной подкритической установки "Источник нейтронов". *Вопросы атомной науки и техники*. 2017. № 2 (108). С. 131–137.

3. Громов Г. В., Дыбач А. М., Зеленый О. В., Інюшев В. В., Носовский А. В., Шоломицкий С. Э., Шугайло А-й П., Гашев М. Х., Бойчук В. С. Результаты экспертной оценки стресс-тестов действующих энергоблоков АЭС Украины с учетом уроков аварии на АЭС «Фукусима-1» в Японии. *Ядерна та радіаційна безпека*. 2012. № 1 (53). С. 3–9.

4. Бойчук В. С., Гашев М. Х., Миколайчук О. А., Громов Г. В., Дибач О. М., Жабін О. І., Воронцов Д. В., Рижов Д. І., Інюшев В. В., Носовський А. В., Шоломицький С. Е. План дій щодо впровадження на АЕС України заходів з підвищення безпеки за результатами стрес-тестів. *Ядерна та радіаційна безпека*. 2013. № 2 (58). С. 3–7.

5. Калногуз А. М., Олійник В. В., Демідов Є. М., Клевцов О. Л., Дибач О. М. Автоматизована система контролю і управління ядерної

підкритичної установки: опис системи та регулювання безпеки. *Ядерна та радіаційна безпека*. 2013. № 3 (59). С. 54–61.

6. Гашев М. Х., Громов Г. В., Дыбач А. М., Инюшев В. В., Носовский А. В., Шоломицкий С. Э. Вопросы целевой переоценки безопасности действующих энергоблоков АЭС Украины в свете событий на АЭС Фукусима-1 в Японии. *Ядерна та радіаційна безпека*. 2011. № 3 (51). С. 3–8.

Апробація матеріалів дисертації проведена на:

– II Міжнародній науково-технічній конференції «Підвищення безпеки та ефективності атомної енергетики» (5-7 жовтня 2010 року м. Одеса, Україна, форма участі – усна доповідь, публікація тез);

– IV Міжнародній науково-практичній конференції з проблем атомної енергетики «Безпека, ефективність, ресурс ЯЕУ» (4-9 жовтня 2011 року, м. Севастополь, Україна, форма участі – усна доповідь);

– Міжнародній конференції з ядерної безпеки, фізичного захисту, поводження з радіоактивними відходами та радіаційного захисту «EUROSAFE Forum» (4-5 листопада 2013 року, м. Кельн, Німеччина, форма участі - публікація тез);

– IV Міжнародній науково-технічній конференції «Підвищення безпеки та ефективності атомної енергетики» (30 вересня - 3 жовтня 2014 року, м. Одеса, Україна, форма участі – усна доповідь, публікація тез);

– Спеціалізованому технічному семінарі за задачами 2.2/2.3 проекту VE/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, форма участі – усна доповідь);

– Спеціалізованих технічних семінарах 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, форма участі – усна доповідь).

ДОДАТОК В**Акти про впровадження наукових результатів дисертаційної роботи**

ДЕРЖАВНА ІНСПЕКЦІЯ
ЯДЕРНОГО РЕГУЛЮВАННЯ
УКРАЇНИ

01011, м. Київ-11, вул. Арсенальна, 9/11
тел.: (044) 254 33 75
факс: (044) 254 33 11
www.shrc.gov.ua



STATE NUCLEAR
REGULATORY INSPECTORATE
OF UKRAINE

9/11 Arsenalna street, Kyiv 01011 Ukraine
tel. 380 (044) 254 33 75
fax. 380 (044) 254 33 11
www.shrc.gov.ua

16.05.18 № 15-26/3181

ЗАТВЕРДЖУЮ
Голова Державної інспекції ядерного
регулювання України
Г.І. Плачков
2018 р.



АКТ

про впровадження наукових результатів з дисертаційної роботи Дибача О.М. на тему «Методи оцінювання невизначеностей для підвищення адекватності імовірнісного аналізу безпеки об'єктів атомної енергетики», яка представлена на здобуття наукового ступеню кандидата технічних наук

Результати наукових досліджень Дибача О.М., отримані в рамках дисертаційної роботи на тему «Методи оцінювання невизначеностей для підвищення адекватності імовірнісного аналізу безпеки об'єктів атомної енергетики», що подається на здобуття наукового ступеню кандидата технічних наук, використані при розробці нормативно-правового акту НП 306.2.217-2017 «Вимоги до ризик-інформованого прийняття рішень з безпеки атомних станцій», який застосовується під час прийняття ризик-інформованих рішень з безпеки атомних станцій (АЕС) на всіх етапах життєвого циклу АЕС.

Розроблені Дибачем О.М., під час проведення вищезазначеного дисертаційного дослідження, методи оцінювання невизначеностей дозволили виявити основні джерела невизначеностей, що впливають на достовірність результатів імовірнісного аналізу безпеки, класифікувати невизначеності за природою виникнення, оцінити та прийняти до уваги невизначеності при використанні ризик-інформованих підходів в інспекційній діяльності.

Здобувач Дибач О.М. працює в системі регулювання ядерної та радіаційної безпеки з 2005 року на різних посадах та займається питаннями аналізу безпеки об'єктів атомної енергетики, приймав участь у виконанні науково-дослідних робіт, які потребували високого рівня кваліфікації, проведення розрахункового моделювання, нових підходів та методологій оцінки.

Директор Департаменту з питань
безпеки ЯУ - заступник Головного
державного інспектора з ЯРБ України

Б.В. Столярчук

ЗАТВЕРДЖУЮ

Перший віце-президент – технічний директор ДН «НАЕК «Енергоатом»

О.В. Шавлаков

2018 р.



АКТ № 00.ОБ.УУ.Ак. 72.18

**про використання результатів дисертаційної роботи
на здобуття наукового ступеню кандидата технічних наук**

Цим актом підтверджується використання результатів досліджень співробітника ДНТЦ ЯРБ Дибача О.М., отриманих в рамках дисертаційної роботи на здобуття наукового ступеню кандидата технічних наук «Методи оцінювання невизначеностей для підвищення адекватності імовірнісного аналізу безпеки об'єктів атомної енергетики», у частині оцінювання та врахування невизначеностей імовірнісного аналізу безпеки енергоблоків АЕС України при практичному використанні ризик-інформованих підходів відповідно до положень НП 306.2.217-2017 «Вимоги до ризик-інформованого прийняття рішень з безпеки атомних станцій».

Результати дисертаційного дослідження Дибача О.М. дозволили виявити та системно проаналізувати джерела невизначеностей імовірнісного аналізу безпеки, що вимагається нормативними документами, а також врахувати невизначеності для підвищення довіри до результатів оцінок ризику при застосуванні ризик-інформованих підходів в діяльності із підвищення ефективності експлуатації енергоблоків АЕС, зокрема при виконанні робіт із оптимізації технічного обслуговування та ремонтів систем, важливих для безпеки, на основі ризик – інформованого управління конфігурацією АЕС.

Директор ВП НТЦ

М.І. Власенко

**Керівник відділення
науково-технічної підтримки
у м. Одеса ВП НТЦ, к.т.н.**

О.С. Балашевський

Міністерство енергетики та вугільної промисловості України
 Державне підприємство
 «Національна атомна енергогенеруюча компанія «Енергоатом»
 ВП «Запорізька АЕС»
 САБ

ЗАТВЕРДЖУЮ

Головний інженер – перший
 заступник генерального директора


 Д.П. Сабадін

«03» 05 / 18

АКТ № 00.ОБ.УУ.Ак. 12.18

про використання результатів дисертаційної роботи
 на здобуття наукового ступеню кандидата наук

Цим актом підтверджується використання результатів досліджень співробітника ДНТЦ ЯРБ Дибача О.М., отриманих в рамках дисертаційної роботи на здобуття наукового ступеню кандидата наук «Методи оцінювання невизначеностей для підвищення адекватності імовірнісного аналізу безпеки об'єктів атомної енергетики», у частині визначення джерел, оцінювання та врахування невизначеностей імовірнісного аналізу безпеки при прийнятті ризик-інформованих рішень з безпеки для енергоблоків ВП «Запорізька АЕС» відповідно до НП 306.2.217-2017 «Вимоги до ризик-інформованого прийняття рішень з безпеки атомних станцій».

Методи оцінювання невизначеностей, розроблені у дисертаційному дослідженні Дибача О.М., дозволили визначити основні джерела невизначеностей імовірнісних моделей, класифікувати невизначеності за природою виникнення, оцінити їх величну та підвищити достовірність результатів розрахунків та рішень, що приймаються на їх основі. Отримані результати дослідження є вагомими для реалізації Проекту оптимізації технічного обслуговування та ремонтів систем, важливих для безпеки, на основі ризик – інформованого управління конфігурацією на пілотному енергоблоці №2 Запорізької АЕС.

Заступник головного інженера з ЯРБ

Начальник служби аналізу безпеки

Начальник відділу імовірнісних оцінок




О.І. Ігнатченко

О.А. Депенчук

В.Д. Яровий