УДК 621.039

ОПЕРАТИВНИЙ ІМОВІРНІСНИЙ АНАЛІЗ БЕЗПЕКИ АТОМНОЇ ЕЛЕКТРОСТАНЦІЇ, ЩО ПРАЦЮЄ В ЕКСТРЕМАЛЬНИХ УМОВАХ

А. О. Костіков, чл.-кор. НАН України
kostikov@ipmach.kharkov.ua
ORCID: 0000-0001-6076-1942

Л. І. Зевін, канд. техн. наук

Інститут енергетичних машин і систем
ім. А. М. Підгорного НАН України,
61046, Україна, м. Харків, вул. Комунальників, 2/10

Розглянуто проблему оперативного оцінювання ризику експлуатації атомної станції в екстремальних умовах, які можуть істотно вплинути на ядерну й радіаційну безпеку. На основі підходу, що ґрунтується на ймовірнісному аналізу безпеки, отримано методику для оцінювання ризику аварії, застосування якої дозволить персоналу станції при настанні події, що може істотно вплинути на безпеку експлуатації, швидко приймати рішення щодо необхідності зниження потужності реактора або зупинення енергоблока. Отримано формулу для обчислення максимально допустимої величини потужності реактора, за якої можна продовжувати експлуатацію станції в екстремальних умовах. Показано, що у разі подій, які становлять значний ризик і у змозі призвести до аварій, доцільно зупиняти блок, оскільки можуть бути порушені межі його безпечної експлуатації.

***Ключові слова**: атомна станція, ймовірнісний аналіз безпеки, максимально припустима величина потужності реактора, зупин реактора.*

Вступ

Згідно з чинними нормативними документами в галузі регулювання ядерної та радіаційної безпеки ядерних установок [1] методологія аналізу безпеки атомних станцій ґрунтується, зокрема, і на ймовірнісному підході. При цьому загальноприйняті критерії безпеки встановлюють гранично допустимі величини ймовірності аварій P [2]. У випадку проєктної аварії повинна виконуватися умова

$$P \le P^*; \quad P^* = \frac{10^{-5} \dots 10^{-4}}{\text{реактор} \times \text{рік}},$$

а для запроєктної аварії –

$$P \le P^*; \quad P^* = \frac{10^{-8} \dots 10^{-7}}{\text{реактор} \times \text{рік}}.$$

Історія радіаційних інцидентів й аварій до цього часу свідчила [3], що причиною їх виникнення зазвичай є людський фактор, відмова обладнання або вплив природних подій, який не був передбачений проєктом (наприклад, землетрус і цунамі, що призвели до аварії на АЕС Фукусіма–1). Разом із тим нині людство стикається з новим викликом, йдеться про існування значного ризику виникнення аварії на цивільному ядерному об'єкті внаслідок ведення бойових дій в зоні його розташування, або умисного ядерного тероризму. На жаль, приклади цього вже є. Це і умисна руйнація розподільних підстанцій, що призводить до аварійного зупинення енергоблоків АЕС, і обстріл Південноукраїнської АЕС, що зумовив пошкодження будівлі і вихід із ладу допоміжного обладнання, і перетворення майданчика Запорізької АЕС на фактичну військову базу з розташуванням важкого озброєння і складів боєприпасів у безпосередній близькості від реакторних установок. Таким чином, проблема оперативного оцінювання ризику експлуатації атомної станції в екстремальних умовах є вкрай актуальною. Додамо, що його аналіз в певних умовах складається з двох основних задач: обчислення ймовірності аварій та визначення їх наслідків. Добуток цих величин можна розглядати як кількісну оцінку ризику.

Ймовірність аварій зазвичай обчислюється із застосуванням схеми подій теорії ймовірностей у вигляді графоаналітичних методів «дерева» подій і «дерева» відмов [4]. Загальну концепцію оперативного оцінювання ризику експлуатації АЕС викладено в [5]. Разом із тим у вказаній роботі бракує інформації стосовно того, як саме розробляти ймовірнісні моделі. До речі, такі моделі повинні давати змогу проводити розрахунки в режимі реального часу, щоб автоматика та/або персонал станції змогли оперативно зреагувати на виникнення екстремальних умов експлуатації.

Таким чином, актуальною є задача розробки методики оперативного імовірнісного аналізу безпеки експлуатації атомної станції.

Методика розрахунку ймовірності аварії

Будемо розглядати енергоблок АЕС як об'єкт, що складається з двох структур. Перша $\{S_1, S_2, \ldots, S_M\}$ – це сукупність систем безпеки, функція яких – запобігання аваріям або обмеження їх наслідків. Друга $\{D_1, D_2, \ldots, D_N\}$ – це системи нормальної експлуатації та інші допоміжні системи.

Вважатимемо, що кожна система D_n, n=1, 2, …, N і кожна система S_m, m=1, 2, …, M може знаходитися в одному з двох станів: «справність» або «відмова». Також вважатимемо, що системи безпеки S_m незалежні одна від іншої і від систем D_n.

Введемо події A_k, k=1, 2, …, K, кожна з яких характеризуватиме певний стан сукупності систем безпеки $\{S_1, S_2, \ldots, S_M\}$ стосовно їх справності. Оскільки кожна система безпеки може перебувати лише в одному з двох станів («справність» або «відмова»), то, вочевидь, кількість всіх унікальних можливих подій, які відображають стан сукупності систем безпеки, буде $K=2^M$. Події A_k можна упорядкувати в різні способи, але для подальшого викладення матеріалу їх порядок не важливий.

Позначимо ймовірність того, що система безпеки S_m знаходиться у стані «справність», як p_m, m=1, 2, …, M. Вочевидь, що у цьому випадку ймовірність того, що система безпеки S_m знаходиться у стані «відмова», становитиме $1–p_m$. Оскільки системи S_m незалежні одна від одної, то ймовірність події A_k визначається як добуток ймовірностей того, що кожна з систем S_m знаходиться в тому стані, який відповідає події A_k, тобто

$$P(A_k) = q_1 \cdot q_2 \cdot \ldots q_M,$$

де $q_m=p_m$, якщо при події A_k система S_m знаходиться у стані «справність», і $q_m=1–p_m$, якщо при події A_k система S_m перебуває у стані «відмова».

Оскільки жодна з систем безпеки S_m не може одночасно знаходитися і у стані «справність», і у стані «відмова», то всі події A_k, k=1, 2, …, K є попарно несумісними, тобто утворюють повну групу подій і сума їх ймовірностей дорівнює одиниці

$$P(A_1) + P(A_2) + \ldots + P(A_k) = 1.$$

Введемо наступні позначення: $h_n(D_n)$, n=1, 2, …, N – подія, яка полягає у відмові системи D_n; $P(h_n)$, n=1, 2, …, N – ймовірність такої події; E_n – відповідна аварія на енергоблоці АЕС, яку ініціює ця подія.

Крім відмов систем, що входять до складу енергоблока, причинами аварій можуть бути зовнішні впливи, як-от нештатні події в Об'єднаній енергетичній системі, що призводять до екстреного відключення від неї АЕС, аварії на об'єктах розподільчих систем, терористичні атаки безпосередньо на АЕС чи на інші пов'язані з її роботою об'єкти енергетичної інфраструктури, бойові дії в безпосередній близькості від станції, екстремальні природні явища (землетруси, цунамі) тощо.

Для їх описання будемо використовувати аналогічну термінологію і математичний апарат. Нехай X_μ, μ=1, 2, …, μ^* – сукупність зовнішніх систем (або факторів), які можуть вплинути на роботу енергоблока.

Введемо наступні позначення: $H_\mu(X_\mu)$, μ 1, 2, …, μ^* – подія, яка полягає у відмові зовнішньої системи (або появі зовнішнього негативного фактору) X_μ; $P(H_\mu)$, μ 1, 2, …, μ^* – ймовірність такої події; E_μ – відповідна аварія на енергоблоці АЕС, яку ініціює ця подія.

Вважатимемо, що усі події A_k, k=1, 2, …, K, h_n, n=1, 2, …, N, H_μ, μ=1, 2, …, μ^* незалежні через конструктивну архітектуру енергоблока. Оскільки і відмова систем нормальної експлуатації, і зовнішні впливи можуть призвести до аварії, то з метою скорочення викладок далі не робитимемо між ними різниці, і будь-яку подію чи то h_n n=1, 2, …, N, чи то H_μ μ=1, 2, …, μ^* позначатимемо d_U, а відповідну аварію E_U.

Для запобігання аваріям E_U, у разі настання події d_U, остання парирується системами безпеки енергоблока. Оскільки ці системи у разі настання події d_U можуть знаходитися лише в одній з сукупності станів, які відповідають подіям A_k, k=1, 2, …, K, то відпрацьовувати будуть лише ті системи безпеки, які справні для цієї поточної події A_k. Нехай $P(E_U \backslash A_k)$ – умовна ймовірність аварії E_U у разі події A_k. Тоді згідно з формулою повної ймовірності можна подати ймовірність аварії E_U внаслідок події d_U як

$$P(d_U \cdot E_U) = p(d_U) \cdot \sum_{k=1}^{K} P(A_k) \cdot P(E_U \setminus A_k). \quad (1)$$

Оцінювання ризику аварії

Крім ймовірності виникнення аварії під час оцінювання її ризику, розглядають також кількісні показники її наслідків, зокрема, витрати на ліквідацію цих наслідків. Такі кількісні показники залежать від багатьох факторів, серед яких і потужність реактора, на якій він працював в момент аварії. Зазвичай чим нижче потужність реактора, тим менша величина наслідків аварії, зокрема, і монетарний еквівалент витрат на післяаварійну віднову енергоблока.

Нехай τ – момент часу, коли відбулася ініціююча подія d_U. Після цього моменту системи безпеки відпрацьовують деякий проміжок часу $[\tau, \tau_1]$, що може дозволити протягом нього утримувати величину ризику аварії на допустимому рівні і не зупиняти роботу енергоблока, зменшивши за необхідності лише його потужність. Якщо ж ризик великий, то оператор може перевести блок у стан зупинення.

Позначимо $c_U(\theta)$ – величину витрат, які можуть бути використані на ліквідацію наслідків аварії протягом часу θ, а $c_{\max}(\theta)$ – максимальну величину витрат, яка може бути використана. Розглянемо величину наслідків аварії E_U , яку в безрозмірному вигляді запишемо як

$$g_U(\theta) = \frac{c_U(\theta)}{c_{\max}(\theta)} \cdot \frac{V_U(\tau)}{W_0}, \tag{2}$$

де $V_U(\tau)$ – потужність реактора в момент настання ініціюючої події d_U; W_0 – номінальна потужність реактора.

Тоді величину ризику аварії можна записати як добуток на величини наслідків на її ймовірність

$$R_U(\theta,\tau) = \frac{c_U(\theta)}{c_{\max}(\theta)} \cdot \frac{V_U(\tau)}{W_0} \cdot p(d_U(\tau)) \cdot P(E_U(\tau)) \cdot \frac{1}{\text{реактор} \times \text{рік}}, \tag{3}$$

де $p(d_U(\tau))$ – ймовірність ініціюючої події d_U, яка може відбутися за час $[0, \tau]$; $P(E_U(\tau))$ – ймовірність аварії внаслідок події d_U.

Оскільки ймовірність будь-якої проєктної або запроєктної аварії не повинна перевищувати величину P^*, тобто

$$p(d_U(\tau)) \cdot P(E_U(\tau)) \le P^* \cdot \frac{1}{\text{реактор} \times \text{рік}}, \tag{4}$$

то з (3) отримаємо

$$R_U(\theta,\tau) \le \frac{c_U(\theta)}{c_{\max}(\theta)} \cdot \frac{V_U(\tau)}{W_0} \cdot P^* \cdot \frac{1}{\text{реактор} \times \text{рік}}. \tag{5}$$

Нерівність (5) має експертний статус, оскільки величини P^*, $c_U(\theta)$, $c_{\max}(\theta)$ визначаються експертами.

У разі, якщо енергоблок працює на номінальному режимі, тобто

$$V_U(\tau) = W_0, \tag{6}$$

то (5) дає оцінку для ризику

$$R_U(\theta,\tau) \le \frac{c_U(\theta)}{c_{\max}(\theta)} \cdot P^* = \gamma \cdot P^* \cdot \frac{1}{\text{реактор} \times \text{рік}}. \tag{7}$$

де $\gamma = \dfrac{c_U(\theta)}{c_{\max}(\theta)}$.

Визначення максимально припустимої потужності реактора

Величину ризику $R_U(\theta, \tau)_{\text{норм}} = \gamma \cdot P^*$ будемо називати нормованою, адже виходячи з (4)–(7), вона є максимально припустимою у випадку події d_U. Таким чином, якщо $R_U(\theta, \tau) > R_U(\theta, \tau)_{\text{норм}}$, то продовжувати експлуатацію енергоблока на існуючому режимі не припустимо. У цьому випадку треба або зупиняти енергоблок, або зменшувати потужність реактора.

Знайдемо максимально допустиму потужність $V_U(\tau)$ реактора, при якій виконується умова

$$R_U(\theta, \tau) \le R_U(\theta, \tau)_{\text{норм}}. \tag{8}$$

З урахуванням (3) нерівність (8) дає

$$R_U(\theta,\tau)=\gamma\cdot\frac{V_U(\tau)}{W_0}\cdot p(d_U(\tau))\cdot P(E_U(\tau))\le\gamma\cdot P^*. \quad (9)$$

Оскільки подія d_U вже відбулася, то $p(d_U(\tau))=1$, і з (9) отримаємо

$$\gamma\cdot\frac{V_U(\tau)}{W_0}\cdot P(E_U(\tau))\le\gamma\cdot P^*.$$

Звідки

$$V_U(\tau)\le\frac{W_0\cdot P^*}{P(E_U(\tau))}. \quad (10)$$

Таким чином, максимально допустима величина, до якої треба знизити потужність реактора, дорівнює

$$V_U(\tau)_{\text{прип}}=\frac{W_0\cdot P^*}{P(E_U(\tau))}. \quad (11)$$

Разом із тим зазначимо, що у випадку $P(E_U(\tau))>P^*$ неможливо виконати нерівність (10), адже $V_U(\tau)$ завжди має бути менше ніж номінальна потужність реактора W_0.

Отже, маємо такий алгоритм дій у разі виникнення події d_U. Якщо $P(E_U(\tau))<P^*$, то можна знизити потужність реактора до величини (11), або, виходячи з додаткових міркувань, ще більше знизити його потужність аж до зупинення. У випадку $P(E_U(\tau))>P^*$ зупинення реактора є обов'язковим.

Зауважимо, що подібну методику оцінки максимально допустимої потужності реактора можна застосовувати й у разі прогнозування ініціюючої події d_U. У цьому випадку $p(d_U(\tau))<1$ і (9) дає

$$V_U(\tau)_{\text{прип}}=\frac{W_0\cdot P^*}{p(d_U(\tau))\cdot P(E_U(\tau))}. \quad (12)$$

При використанні (12), як і у випадку виникнення події d_U, треба перевіряти умову $V_U(\tau)_{\text{прип}}<W_0$, тобто $p(d_U(\tau))\cdot P(E_U(\tau))<P^*$, і у випадку її порушення єдиним виходом є зупинення реактора.

Приклад визначення максимально припустимої потужності реактора

Як приклад розглянемо задачу зниження потужності реактора ВВЕР-1000 у разі відмови на закриття одного з головних запобіжних клапанів імпульсно-запобіжного пристрою компенсатора тиску (ІЗП КТ).

Номінальна теплова потужність реактора ВВЕР-1000 становить 3000 МВт. Згідно з [6] ймовірність відмови ІЗП КТ становить $5\cdot10^{-3}$. Взявши найвищу границю ймовірності проєктної аварії $P^*=10^{-4}$ [1], відповідно до (11) отримаємо

$$V_U(\tau)_{\text{прип}}=\frac{W_0\cdot P^*}{P(E_U(\tau))}=\frac{3000\cdot10^{-4}}{5\cdot10^{-3}}=60\text{ МВт},$$

тобто у разі відмови ІЗП КТ потужність реактора необхідно знизити щонайменше до 60 МВт.

Разом з тим, якщо оператор енергоблока вважатиме, виходячи з поточного становища на станції та навколо неї, що відмова ІЗП КТ може призвести до запроєктної аварії, то $P^*=10^{-7}$ і у цьому випадку згідно з (11), $V_U(\tau)_{\text{прип}}=0{,}06$ МВт, тобто реактор слід зупиняти.

Висновки

Запропонована методика оцінювання ризику аварії дозволяє робити підказку оператору енергоблока при прийнятті рішення щодо корегування потужності реактора або його повного зупинення. Така підказка знижує ризик прийняття помилкових рішень, тобто зменшує вплив людського фактора.

Також зазначимо, що для багатьох проєктних аварій і різних сценаріїв їх розвитку розрахунки по формулах (11), (12) можна зробити заздалегідь й інтегрувати отримані результати у вигляді бази даних в АСК ТП енергоблока.

Усі ці заходи можуть бути вжиті для підвищення безпеки експлуатації АЕС, особливо в екстремальних умовах.

Література

1. НП 306.2.245-2024 Загальні положення безпеки атомних станцій / Державна інспекція ядерного регулювання України. Київ, 2024. https://zakon.rada.gov.ua/laws/show/z0598-24#Text.
2. Севбо А. Е., Тарановский А. В. Состояние проблемы управления рисками при эксплуатации АЭС. *Ядерная и радиационная безопасность*. 2011. № 4 (52). С. 49–55. https://doi.org/10.32918/nrs.2011.4(52).08.
3. Mukhopadhyay S., Hastak M., Halligan J. Compare and contrast major nuclear power plant disasters: Lessons learned from the past. In Rapp R. R., Harland W. (eds.) The Proceedings of the 10th International Conference of the International Institute for Infrastructure Resilience and Reconstruction (I3R2) (20–22 May 2014). West Lafayette, Indiana: Purdue University, 2014. P. 163–169. https://doi.org/10.5703/1288284315360.
4. Елисеева М. А., Маловик К. Н. Систематизация методов оценивания рисков эксплуатации АЭС. *Ядерная и радиационная безопасность*. 2014. № 1 (61). С. 21–25. https://doi.org/10.32918/nrs.2014.1(61).04.
5. Калько Е. В., Дыбач А. М., Севбо А. Е., Кудла Е. П. Концепция оперативного вероятностного анализа безопасности. *Ядерная и радиационная безопасность*. 2012. № 3 (55). С. 51–57. https://doi.org/10.32918/nrs.2012.3(55).11.
6. Сташевский С. В., Яровой В. Д. Использование вероятностной модели энергоблока № 5 ЗАЭС для оценки эффективности замены оборудования АЭС. Материалы VI международного форума по обмену информацией «Анализ безопасности атомных электростанций с реакторами ВВЭР и РБМК», 8–12 апреля 2002, Украина, Киев. http://www.insc.gov.ua/forum6/doc/text/stashevsky.pdf.

Надійшла до редакції 04.09.2025