

УДК 621.039.58
DOI <https://doi.org/10.32782/2663-5941/2026.1.1/27>

Скалозубов В.І.

<https://orcid.org/0000-0003-2361-223X>
Національний університет «Одеська політехніка»

Кацарський Ю.С.

<https://orcid.org/0009-0001-9932-2880>
Національний університет «Одеська політехніка»

Мазур Є.В.

<https://orcid.org/0009-0005-0936-4411>
Національний університет «Одеська політехніка»

Вербило І.М.

<https://orcid.org/0009-0006-3369-3896>
Національний університет «Одеська політехніка»

Дербеньов Г.С.

<https://orcid.org/0009-0007-8289-8297>
Національний університет «Одеська політехніка»

КВАЛІФІКАЦІЯ СТРАТЕГІЙ ВИПРОБУВАНЬ СИСТЕМ БЕЗПЕКИ ПРИ ЗБІЛЬШЕННІ ТРИВАЛОСТІ ПАЛИВНИХ КАМПАНІЙ ЯДЕРНИХ ЕНЕРГОУСТАНОВОК

Представлений огляд матеріалів щодо ймовірного аналізу безпеки (ІАБ) ядерної енергетики та перспективи майбутніх напрямків досліджень. Визначено, що ключовим підходом до оцінки рівня безпеки ядерного реактора є ймовірнісна оцінка безпеки, або кількісний аналіз ризиків, що сприяє процесу прийняття рішень з урахуванням небезпек у проектуванні реактора, а також у людському факторі та ліквідації наслідків надзвичайних ситуацій, з метою мінімізувати пов'язані з цим можливостей важкої аварії. На підставі проведеного аналізу результатів ІАБ ядерних енергоустановок типу ВВЕР встановлено необхідність розробки альтернативних методів кваліфікації стратегій випробувань систем безпеки в режимах збільшення тривалості паливних кампаній ядерних реакторів. Представлений альтернативний ризико-орієнтований метод кваліфікації випробувань активних і пасивних систем безпеки в режимах збільшення тривалості паливних кампаній. Наголошується, що в екстремальних умовах воєнного часу України необхідне суттєве удосконалення традиційної методології ІАБ відносно зовнішніх екстремальних явищ/подій. Доведена доцільність використання критерію кваліфікації розробленого метода, яким є ймовірність відмови систем управління аваріями для трьох груп вихідних аварійних подій: теча реакторного контуру до гермооб'єму ядерної енергоустановки, міжконтурні течії по парогенератору та вихідні події з герметичним реакторним контуром. Представлені умови забезпечення проектної надійності систем управління аваріями в режимах збільшення тривалості паливних кампаній. Встановлено необхідні модернізації періодичності планових випробувань активних систем безпеки на потужності реактора; відсутність підстав необхідності кваліфікації періодичності планових випробувань пасивних систем безпеки в режимах збільшення тривалості паливних кампаній.

Ключові слова: ядерна енергоустановка, експлуатація, система безпеки, періодичність планових випробувань, ефективність, методика розрахунку.

Постановка проблеми. Впровадження стратегій експлуатації ядерних енергоустановок (ЯЕУ) на підвищеній номінальній потужності (ПНП) та/або збільшеній тривалості робочих режимів реакторів (збільшеній тривалості паливних кампаній – ЗТПК) може забезпечити значне підвищення ефективності експлуатації АЕС (збільшення коефіцієнта використання встановленої потужності). Особливо актуальним є впровадження стратегій ПНП та/або ЗТПК у сучасних екстремальних умовах воєнного часу України внаслідок руйнування/окупації значної частини енергогенеруючих об'єктів і безперервних пошкоджень/руйнувань критичної енергетичної інфраструктури. Однак впровадження стратегій ЗТПК визначає необхідність модернізації стратегії планових випробувань систем безпеки (СБ) в період планово-попереджувальних ремонтів (ППР) енергоблоків атомних електростанцій (АЕС). У даний час на українських АЕС з ВВЕР встановлено проектну щорічну періодичність планових випробувань СБ у період ППР енергоблоків. Активні багатоканальні СБ ЯЕУ з ВВЕР (що забезпечують подачу середовища насосами/ компресорами до об'ємів з протитиском) проходять планові випробування також і в робочих режимах реактора на потужності. Пасивні СБ ЯЕУ, що забезпечують подачу середовища природним перепадом тиску (наприклад, запобіжні клапани реактора/парогенератора), проходять планові випробування тільки в період ППР. Тому при переході на стратегію ЗТПК необхідна кваліфікація вимушеної зміни періодичності планових випробувань СБ у період ППР енергоблоків АЕС, що і визначає актуальність цієї роботи.

Аналіз останніх досліджень і публікацій. Огляд ймовірнісної оцінки безпеки ядерної енергетики [1] представляє вступ до концепції ймовірнісної оцінки безпеки, оцінку її останніх розробок та перспективи щодо майбутніх напрямків досліджень у цій галузі. Для цього спочатку надається концептуальне розуміння оцінки безпеки, а потім вступ до того, що таке ймовірнісна оцінка безпеки. Ключовим підходом до оцінки рівня безпеки технології ядерного реактора є ймовірнісна оцінка безпеки, яку також називають кількісним аналізом ризиків [2]. Такий аналіз спрямований на вирішення трьох ключових питань [3, 4]: що може статися? – це включає визначення сценарію аварії, що призводять до пошкодження активної зони та викиду джерела (наприклад, втрата теплоносія, розрив труби парогенератора та затемнення станції); наскільки ймовірна аварійна подія? – це

включає кількісну оцінку пов'язаної з нею ймовірності сценарію(ів) аварії; якими є наслідки аварії? – це включає визначення результатів сценарію аварії для навколишнього середовища та форм життя. Це робить ймовірнісну оцінку безпеки інформативним та корисним методом аналізу ризиків. [5].

Формою стохастичного моделювання ризиків, орієнтованого на дані, є ІАБ, і тому його також зазвичай називають ймовірнісною оцінкою ризиків [6]. Його основними цілями є забезпечення розуміння небажаних наслідків (наприклад, пошкодження активної зони або викид джерел в атмосферу) шляхом моделювання таких подій з пов'язаними з ними ймовірностями та наслідками з використанням доступної інформації, зазвичай на основі історії експлуатації реакторів, що нас цікавлять. Цілями ІАБ є [7, 8] (1) визначення та окреслення різних сценаріїв, які можуть призвести до важкої аварії; (2) оцінка очікуваної ймовірності виникнення для кожної відповідної комбінації подій; та (3) оцінка наслідків, пов'язаних з кожною комбінацією подій.

Для досягнення цілей та завдань обсяг аналізу за підходом ІАБ зазвичай поділяється на три окремі рівні, описані в [9].

Ймовірнісний аналіз безпеки (ІАБ) ЯЕУ знайшов велике признание у світовій ядерній енергетиці після ядерної (важкої) аварії на 2-му енергоблоці АЕС ТМІ (США) у 1979 році [10]. Розробка звітів з аналізу безпеки (ЗАБ) експлуатуючої організації АЕС України (НАЕК Енергоатом) і нормативне регулювання ядерної безпеки (Державна інспекція ядерного регулювання України) також базуються на методології ІАБ [11-12].

Основний ймовірнісний показник (критерій) ядерної безпеки ЯЕУ в методології ІАБ – частота пошкодження активної зони (ЧПАЗ), що по суті визначає ймовірність виникнення ядерної (важкої) аварії з пошкодженням ядерного палива [13]. Визначальні параметри ЧПАЗ [13]:

- частота вихідної події аварії (ВПА), 1/рік;
- ймовірність відмови критичних для забезпечення безпеки систем управління аваріями (СУА) для кожної групи ВПА (P).

Проведений у роботах [14] аналіз результатів ЗАБ ЯЕУ з ВВЕР дозволяє зробити наступні коментарі:

- показники ймовірності відмови СБ надмірно консервативно завищено, тому що в більшості випадків базуються на статистиці порушень, не критичних для працездатності/надійності СБ;
- значна невизначеність та/або недостатня

обґрунтованість показників імовірності ВПА, які в більшості випадків встановлюються апріорі для «компенсації» завищених значень показників імовірності ВПА.

Один з головних уроків Фукусімської аварії – необхідність враховувати відносно малоімовірні ВПА, які мають катастрофічні екологічні наслідки. На момент аварії всі енергоблоки АЕС Фукусіма відповідали умовам безпеки щодо ЧПАЗ, однак це не запобігло ядерним та радіаційним аваріям.

На основі результатів ІАБ розроблено ризик-орієнтовані методи модернізації стратегій планових випробувань/ремонтів СБ [14, 15], які базуються на принципі ймовірнісної оцінки впливу відносного збільшення ΔЧПАЗ внаслідок скорочення випробування/ремонтів СБ щодо базового значення ЧПАЗ₀.

Основні недоліки ризик-орієнтованого підходу модернізації стратегії періодичності планових випробувань/ремонтів СБ, що базується на результатах ІАБ, полягають у наступному.

1. Фактично допускається «штучне» зниження безпеки ЯЕУ з метою підвищення ефективності експлуатації, що суперечить вимогам ядерного законодавства України [10, 14].

2. На базові значення ЧПАЗ₀ найбільш впливають відмови із загальної причини та/або помилкові дії персоналу при управлінні аварією [14]. Тому базові значення ЧПАЗ₀ можуть бути «не чутливими» до скорочення частоти випробування/ремонтів СБ.

Таким чином, актуальною є розробка альтернативних ризик-орієнтованих методів кваліфікації стратегій випробувань СБ у режимах ЗТПК ядерних реакторів, що базуються на показниках (критеріях) та умовах кваліфікації забезпечення проектною надійністю і не залежать від невизначеності ймовірності ВПА.

Постановка завдання

1. Розробити ризик-орієнтований метод кваліфікації періодичності випробувань систем безпеки при збільшеній тривалості паливних кампаній

2. Аналіз встановлених результатів кваліфікації та розробка практичних рекомендацій.

Виклад основного матеріалу. Апробація методу кваліфікації періодичності випробувань систем безпеки при збільшеній тривалості паливних кампаній. Критерій кваліфікації періодичності планових випробувань СБ при збільшеній тривалості паливної кампанії – ймовірність відмови СУА щодо забезпечення функцій безпеки P , що визначається добутками Π ймовірнос-

тей відмов критичних для безпеки активних P_{AS} і пасивних P_{PS} СБ:

$$P = \prod_{i=1}^{N_{AS}} P_{ASi}(T/n_{AS}, \lambda_{AS})_i \prod_{i=1}^{N_{PS}} P_{PSi}(T, \lambda_{PSi})_i, \quad (1)$$

де P_{ASi} – ймовірність відмови i -ї активної СБ; P_{PSi} – ймовірність відмови i -ї пасивної СБ; T – тривалість паливної кампанії в міжремонтний період енергоблоку; n_{AS} – кількість планових випробувань активних СБ у міжремонтний період енергоблоку; λ_{ASi} , λ_{PSi} – ймовірнісний показник інтенсивності потоку накопичення «прихованих» відмов [1 – 3] у міжремонтний період i -ї активної та пасивної СБ. Параметри λ_{ASi} , λ_{PSi} визначаються за статистикою результатів планових випробувань.

Умова кваліфікації періодичності планових випробувань СБ при ЗТПК – забезпечення збереження надійності СУА при ЗТПК і проектній тривалості паливної кампанії:

$$P_m(T_m) \leq P_D(T_D), \quad (2)$$

де P_m , P_D – ймовірність відмови СУА при ЗТПК T_m і проектній тривалості паливної кампанії T_D .

Для спрощення аналізу приймаються лінійні апроксимації ймовірностей накопичення «прихованих» відмов в активних і пасивних СБ у робочих режимах реактора на потужності:

$$P_{AS} \leq \lambda_{AS} T / n_{AS}, \quad (3)$$

$$P_{PS} \leq \lambda_{PS} T. \quad (4)$$

Тоді, враховуючи (3) і (4), умова кваліфікації СУА:

$$\prod_{i=1}^{N_{AS}} (\lambda_{AS} T_m / n_{ASm})_i \prod_{i=1}^{N_{PS}} (\lambda_{PS} T_m)_i \leq \prod_{i=1}^{N_{AS}} (\lambda_{AS} T_D / n_{ASD})_i \prod_{i=1}^{N_{PS}} (\lambda_{PS} T_D)_i, \quad (5)$$

де n_{ASm} , n_{ASD} – кількість випробувань активних СБ на потужності реактора при ЗТПК і проектній тривалості паливної кампанії.

Склад критичних для безпеки активних і пасивних СБ визначається ВПА.

ВПА «Максимальна проектна аварія (МПА)» – розрив головного циркуляційного трубопроводу.

Критичні СБ для ВПА МПА [10-12]:

– пасивна СБ гідроємностей системи аварійного охолодження активної зони реактора (ГЕ САОЗ);

– активна система аварійного охолодження активної зони реактора насосами низького тиску (САОЗ НТ).

ВПА «Міжконтурні течі по парогенератору (ПГ)» – течі/розриви теплообмінних труб ПГ.

Критичні СБ для ВПА «Міжконтурні течі по ПГ» у загальному випадку:

- активна система підживлення та регулювання концентрації бору в реакторному контурі (ТК);
- активна система аварійного охолодження активної зони реактора насосами високого тиску (САОЗ ВТ);
- активна САОЗ НТ;
- активна система аварійного підживлення ПГ електронасосами (АЖЕН);
- пасивна система пароскидальних пристроїв ПГ (ПСП ПГ).

ВПА «Аварійна зупинка з герметичним реакторним контуром» – знеструмлення енергоблоку, заклинювання/відмови головних циркуляційних насосів, зовнішні екстремальні явища та ін.

Критичні СБ для ВПА «Аварійна зупинка з герметичним реакторним контуром» [10]:

- активна АЖЕН;
- пасивна система імпульсно-запобіжного пристрою компенсатора тиску (ІЗП КТ);
- пасивна ПСП ПГ.

Умова кваліфікації (5) для ВПА МПА:

$$\frac{\lambda_{AS1}\lambda_{PS1}}{n_{ASm}} T_m^2 = \frac{\lambda_{AS1}\lambda_{PS1}}{n_{ASD}} T_D^2, \quad (6)$$

де λ_{AS1} , λ_{PS1} – інтенсивність потоку «прихованих» відмов САОЗ НТ і ГЄ САОЗ.

З рівняння (6) витікає умова кваліфікації модернізації періодичності планових випробувань для ВПА МПА щодо кількості випробувань САОЗ НТ у міжремонтний період ЗТПК:

$$n_{ASm} = n_{ASD} \frac{T_m^2}{T_D^2}. \quad (7)$$

Умова кваліфікації (5) для ВПА «Міжконтурні течі по ПГ»:

$$\frac{\lambda_{AS1}\lambda_{AS2}\lambda_{AS3}\lambda_{AS4}\lambda_{PS2}}{n_{ASm}^4} T_m^5 = \frac{\lambda_{AS1}\lambda_{AS2}\lambda_{AS3}\lambda_{AS4}\lambda_{PS2}}{n_{ASD}^4} T_D^5, \quad (8)$$

де λ_{AS2} , λ_{AS3} , λ_{AS4} , λ_{PS2} – інтенсивність потоку «прихованих» відмов СБ ТК, САОЗ ВТ, АЖЕН і ПСП ПГ.

З рівняння (8) витікає умова кваліфікації модернізації періодичності планових випробувань для ВПА «Міжконтурні течі по ПГ» у міжремонтний період ЗТПК:

$$n_{ASm} = n_{ASD} \left(\frac{T_m}{T_D} \right)^{5/4}. \quad (9)$$

Умова кваліфікації (5) для ВПА «Аварійна зупинка з герметичним реакторним контуром»:

$$\frac{\lambda_{AS4}\lambda_{PS2}\lambda_{PS3}}{n_{ASm}} T_m^3 = \frac{\lambda_{AS4}\lambda_{PS2}\lambda_{PS3}}{n_{ASB}^4} T_D^3, \quad (10)$$

де λ_{PS3} – інтенсивність потоку «прихованих» відмов ІЗП КТ.

З рівняння (10) витікає умова кваліфікації модернізації періодичності планових випробувань для ВПА «Аварійна зупинка з герметичним реакторним контуром»:

$$n_{ASm} = n_{ASD} \left(\frac{T_m}{T_D} \right)^3. \quad (11)$$

Результати розрахунків за формулами (7), (9) і (11) представлено на рис. 1.

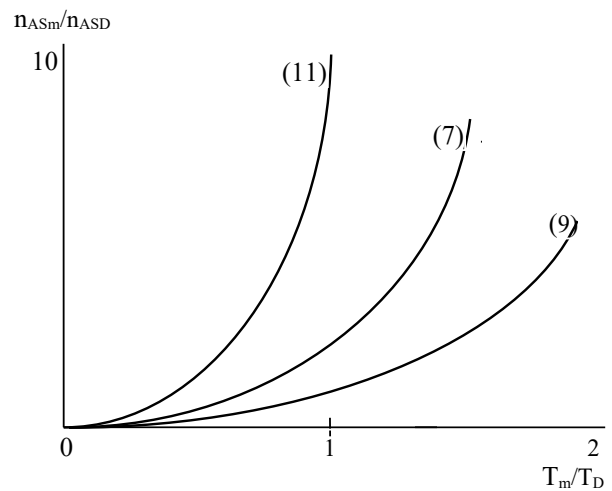


Рис. 1. Результати розрахунків залежності зміни кількості випробувань СБ у ЗТПК відносно проектної кількості випробувань (n_{ASm}/n_{ASD}) від зміни підвищеної тривалості паливних кампаній відносно проектної тривалості (T_m/T_D)

Аналіз розрахунків (рис. 1) доводять до наступних висновків:

– установлені умови кваліфікації модернізації періодичності планових випробувань у режимах ЗТПК (7), (9) і (11) враховують необхідний перелік проектних ВПА та склад критичних для безпеки СБ ЯЕУ з ВВЕР.

– умови кваліфікації модернізації періодичності планових випробувань СБ у режимах ЗТПК (2) можуть бути забезпечені модернізацією періодичності планових випробувань тільки активних СБ. Зокрема, при переході на півторарічну паливну кампанію з умов кваліфікації (7), (9) і (11) при регламентованій проектом частоті планових випробувань каналу активної СБ у міжремонтний період енергоблоків (одне випробування на три місяці) впливає середня частота планових

випробувань для кожного каналу: САОЗ НТ, ТК та САОЗ ВТ два випробування на три місяці, АЖЕН щомісячні випробування.

– збільшення частоти (зменшення періодичності) планових випробувань визначає вплив на показники надійності СБ двох протилежних ефектів: з одного боку, зменшення періодичності планових випробувань збільшує ймовірність виявлення «прихованих» відмов – позитивний ефект; з іншого боку, надмірна частота планових випробувань збільшує знос/деградацію та зменшує залишковий ресурс обладнання – негативний ефект. Тому для активних СБ необхідна оптимізація періодичності планових випробувань у режимі ЗТПК.

– відсутні підстави необхідності кваліфікації модернізації періодичності планових випробувань пасивних СБ (ІЗП КТ, ПСП ПГ), які проходять планові випробування тільки в період ремонтних кампаній енергоблоків, у режимах ЗТПК, тому що домінуючий вплив на загальний показник надійності СУА (1) визначається найменш надійними СБ. Згідно з численними результатами планових випробувань СБ ЯЕУ з ВВЕР показники надійності активних СБ значно менші за показники надійності пасивних СБ ($\lambda_{AS} \gg \lambda_{PS}$). Тому відносно зменшення надійності пасивних СБ внаслідок збільшення міжремонтного періоду режиму ЗТПК компенсується відносним збільшенням надійності активних СБ у загальному показнику надійності СУА (1).

Висновки

1. На підставі проведеного аналізу результатів імовірнісного аналізу безпеки ядерних енергоустановок із ВВЕР встановлено необхідність розробки альтернативних методів кваліфікації стратегій випробувань систем безпеки в режимах збільшення тривалості паливних кампаній ядерних реакторів.

2. Розроблено альтернативний ризик-орієнтований метод кваліфікації періодичності випробувань активних і пасивних систем безпеки в режимах збільшення тривалості паливних кампаній.

3. Критерій кваліфікації розробленого методу – ймовірність відмови систем управління аваріями для трьох груп вихідних аварійних подій: теча реакторного контуру до гермооб'єму ядерної енергоустановки, міжконтурні течі по парогенератору та вихідні події з герметичним реакторним контуром.

4. Умови кваліфікації розробленого методу – забезпечення проектною надійності систем управління аваріями в режимах збільшення тривалості паливних кампаній.

5. На основі розробленого методу кваліфікації встановлена відсутність підстав необхідності кваліфікації періодичності планових випробувань пасивних систем безпеки в режимах збільшення тривалості паливних кампаній.

Список літератури:

1. Lye A. et al. An Overview of Probabilistic Safety Assessment for Nuclear Safety: What Has Been Done, and Where Do We Go from Here? *Journal of Nuclear Engineering*. 2024. Vol. 5, no. 4. P. 456–485. DOI: <https://doi.org/10.3390/jne5040029>
2. Apostolakis G. E. How Useful Is Quantitative Risk Assessment? *Risk Analysis*. 2004. Vol. 24, no. 3. P. 515–520. DOI: <https://doi.org/10.1111/j.0272-4332.2004.00455.x>.
3. Kaplan S., Garrick B. J. On The Quantitative Definition of Risk. *Risk Analysis*. 1981. Vol. 1, no. 1. P. 11–27. DOI: <https://doi.org/10.1111/j.1539-6924.1981.tb01350.x>.
4. Lukacs M., Williams L. G. Nuclear safety issues for fusion power plants. *Fusion Engineering and Design*. 2020. Vol. 150. P. 111377. DOI: <https://doi.org/10.1016/j.fusengdes.2019.111377>.
5. Ayoub A., Kröger W., Sornette D. Generic and adaptive probabilistic safety assessment models: Precursor analysis and multi-purpose utilization. *Nuclear Engineering and Technology*. 2022. DOI: <https://doi.org/10.1016/j.net.2022.03.013>.
6. Probabilistic Safety Analysis Procedures Guide (NUREG/CR-2815, BNL-NUREG-51559) | Nuclear Regulatory Commission. *Homepage | Nuclear Regulatory Commission*. DOI: <https://www.nrc.gov/reading-rm/doc-collections/nuregs/contract/cr2815/index.html>.
7. Apostolakis G. E. The interpretation of probability in probabilistic safety assessments. *Reliability Engineering & System Safety*. 1988. Vol. 23, no. 4. P. 247–252. DOI: [https://doi.org/10.1016/0951-8320\(88\)90034-8](https://doi.org/10.1016/0951-8320(88)90034-8).
8. Backgrounder on Probabilistic Risk Assessment | Nuclear Regulatory Commission. *Homepage | Nuclear Regulatory Commission*. URL: <https://www.nrc.gov/reading-rm/doc-collections/fact-sheets/probabilistic-risk-asses>.
9. Ayoub A., Kröger W., Sornette D. Generic and adaptive probabilistic safety assessment models: Precursor analysis and multi-purpose utilization. *Nuclear Engineering and Technology*. 2022. DOI: <https://doi.org/10.1016/j.net.2022.03.013>.

10. Aksenov P. L., Komolov I. A., Molodov P. A. Development of a Risk Monitoring Model for NPPs with a VVER-440 Reactor. *Atomic Energy*. 2023. DOI: <https://doi.org/10.1007/s10512-023-00985-6>.
11. Method of Analysis of Thermophysical Properties and Composition of Nuclear Fuel During Modernization of Active Zones of Nuclear Power Reactors / V. Vashchenko et al. *Ecological Engineering & Environmental Technology*. 2023. Vol. 24, no. 6. P. 186–191. DOI: <https://doi.org/10.12912/27197050/168372>.
12. The method of express analysis of nuclear and ecological safety during the modernization of nuclear fuel / V. I. Skalozubov et al. *Journal of Geology, Geography and Geoecology*. 2023. Vol. 32, no. 2. P. 388–395. DOI: <https://doi.org/10.15421/112335>.
13. Скалозубов В. І., Кондратюк В. А., Дорож О. А., Філатов В. І. Порівняльний метод кваліфікації систем безпеки ядерних енергоустановок з ВВЕР-1000 та АР1000. *Ядерна енергетика та довкілля*. 2023. № 1 (26). С. 3–8. DOI: <https://doi.org/10.31717/2311-8253.23.1.1>.
14. Safety of Ukraine's nuclear power industry in extreme operating conditions / V. Skalozubov et al. *Odes'kyi Politechnichnyi Universytet Pratsi*. 2022. Vol. 2, no. 66. P. 74–81. DOI: <https://doi.org/10.15276/opu.2.66.2022.09>.
15. Kondratyuk V. et al. Criteria for conditions of hydrodynamic instability of the coolant in accidents with reactor circuit leaks. *Odes'kyi Politechnichnyi Universytet Pratsi*. 2022. Т. 2. № 66. С. 52–57. DOI: <https://doi.org/10.15276/opu.2.66.2022.06>.

Skalozubov V.I., Katsarsky Yu.S., Mazur E.V., Verbilo I.M., Derbenov G.S. QUALIFICATION OF SAFETY SYSTEM TESTING STRATEGIES WITH INCREASED DURATION OF FUEL CAMPAIGNS OF NUCLEAR POWER PLANTS

An overview of probabilistic safety analysis (PSA) in nuclear power and prospects for future research directions are presented. It is determined that the key approach to assessing the safety level of a nuclear reactor is probabilistic safety assessment, or quantitative risk analysis, which contributes to the decision-making process taking into account hazards in reactor design, as well as in the human factor and emergency response, in order to minimize the associated severe accident possibilities. Based on the analysis of the PSA results of VVER-type nuclear power plants, the need to develop alternative methods for qualifying safety system testing strategies in modes of increasing the duration of nuclear reactor fuel campaigns has been established. An alternative risk-based method for qualifying active and passive safety systems in modes of increasing the duration of fuel campaigns is presented. It is emphasized that in the extreme conditions of wartime in Ukraine, a significant improvement of the traditional PSA methodology is necessary in relation to external extreme phenomena/events. The feasibility of using the qualification criterion of the developed method, which is the probability of failure of accident control systems for three groups of initial accident events: reactor circuit leakage to the pressurized volume of the nuclear power plant, inter-circuit leaks in the steam generator and initial events with a sealed reactor circuit, is proven. The conditions for ensuring the design reliability of accident control systems in the modes of increasing the duration of fuel campaigns are presented. The necessary modernizations of the periodicity of scheduled tests of active safety systems at reactor power are established; the absence of grounds for the need to qualify the periodicity of scheduled tests of passive safety systems in the modes of increasing the duration of fuel campaigns.

Keywords: nuclear power plant, operation, safety system, periodicity of scheduled tests, efficiency, calculation methodology.

Дата першого надходження статті до видання: 28.01.2026

Дата прийняття статті до друку після рецензування: 24.02.2026

Дата публікації (оприлюднення) статті: 08.04.2026