

В. І. Скалозубов, О. М. Верінов, А. В. Канівець, В. Ю. Кочнева, Д. С. Бундєв, Х. Хайо

Міжвідомчий центр фундаментальних наукових досліджень в галузі енергетики та екології НАН України, «Одеської політехніки» та Мінекології України, просп. Шевченка, 1, Одеса, 65044, Україна

Ризик-орієнтований метод оптимізації стратегії планового ремонту за технічним станом систем, важливих для безпеки ядерних енергоустановок

Ключові слова:

ремонт,
технічний стан,
система безпеки,
ядерна енергоустановка

Впровадження в експлуатаційну практику концепції ремонту за технічним станом систем та обладнання атомних енергоблоків визначає необхідність розробки методів обґрунтування стратегій оптимізації організації планового ремонту систем, важливих для безпеки ядерних енергоустановок, які враховують вплив модернізацій стратегій планових ремонтів систем, важливих для безпеки, на умови забезпечення безпечної експлуатації. Розроблено ризик-орієнтований метод оптимізації систем, важливих для безпеки ядерних енергоустановок, що враховує вплив модернізацій стратегій ремонту за технічним станом на ймовірнісні показники безпеки. Цей метод визначає допустимі стратегії ремонту за технічним станом систем, важливих для безпеки, у трипараметричному форматі «відповідність визначальних параметрів технічного стану встановленим критеріям, показник значущості для безпеки Фусселя – Веселі, показник значущості для безпеки за Бірнбаумом». На основі розробленого методу надано спрощений приклад оптимізації стратегій ремонту за технічним станом арматури систем, важливих для безпеки, 1-го енергоблоку Південноукраїнської АЕС та визначено умови допустимості модернізації регламентів планових ремонтів.

Вступ. Стан проблеми.

Аналіз літературних даних

Планування та організація планово-попереджувальних ремонтів (ППР) атомних електричних станцій (АЕС) з водо-водяними енергетичними реакторами (ВВЕР) регламентуються нормативною та експлуатаційною документацією [1–6]. Проте для підвищення ефективності експлуатації АЕС (зокрема, коефіцієнта використання встановленої потужності — КВВП) актуальним питанням є оптимізація тривалості ППР [7]. Необхідність оптимізації тривалості ППР визначається двома основними чинниками — з одного боку, для підвищення ефективності

експлуатації необхідно скорочувати тривалість ППР; а з іншого боку, за умов модернізації стратегій проведення ППР необхідне забезпечення встановлених правил та норм безпеки.

Одним із ефективних напрямів оптимізації планових ремонтів є реалізація концепції переходу з регламентної стратегії технічного обслуговування і ремонтів (ТОіР) за напрацюванням (Preventive Maintenance) на ремонт за технічним станом (РТС), що означає проведення ТОіР з періодичністю та в обсягах, які визначаються технічним станом (ТС).

Концепція переходу на РТС набула широкого поширення та ефективного застосування в передовій міжнародній практиці під час оптимізації ТОіР

© В. І. Скалозубов, О. М. Верінов, А. В. Канівець, В. Ю. Кочнева, Д. С. Бундєв, Х. Хайо, 2023

як у межах, так і за межами призначених термінів експлуатації. В умовах впровадження концепції РТС міжремонтний період та обсяги робіт з ТОіР визначаються поточним ТС та його прогнозом і/або безперервним контролем. Якщо обґрунтований під час РТС міжремонтний період більший, ніж під час регламентованого ремонту за напрацюванням, відбувається скорочення неефективних планових робіт з ТОіР, що в кінцевому підсумку сприяє оптимізації планових ремонтів і підвищенню КВВП.

Однак для обґрунтованої реалізації концепції РТС систем, важливих для безпеки (СВБ), необхідні методи оптимізації стратегій реалізації РТС СВБ, які враховують вплив модернізацій на показники безпеки. Це визначає актуальність роботи, що представляється.

Метод кваліфікації оптимізації стратегій РТС, важливих для безпеки

Основними складовими концепції переходу на РТС є: оцінка, контроль та прогноз зміни ТС; оцінка впливу обладнання/системи на показники надійної експлуатації та/або безпеки енергоблоку.

На основі цих основних оцінок обґрунтовується можливість організаційно-технічних заходів щодо скорочення періодичності та/або обсягів планового ремонту та випробувань. Перехід на РТС обладнання/систем АЕС має здійснюватися на основі технічних обґрунтувань та експлуатаційних заходів, що визначають:

ТС обладнання/систем та окремих його елементів на поточний момент;

запас (залишковий ресурс) до критичного стану, що вимагає ТОіР, на основі результатів контролю та прогнозних оцінок зміни поточного стану;

вплив обладнання/систем на безпеку (для систем, важливих для безпеки) або надійність роботи енергоблоку (для систем, що не впливають на безпеку).

Загальні вимоги до оцінки ТС визначають такий перелік необхідних заходів:

визначення переліків визначальних параметрів ТС та критеріїв їхньої оцінки;

визначення поточних значень визначальних параметрів ТС;

оцінки відповідності визначальних параметрів установленим критеріям.

Визначальними параметрами ТС є технічні та конструкційні характеристики, а також показники надійності (ПН), що визначають працездатність та надійність виконання призначених проектом

функцій. Перелік визначальних параметрів та відповідних критеріїв (допустимих значень) оцінки працездатного та надійного стану встановлюється проектно-конструкторською, заводською та нормативною документацією, а також може уточнюватися за результатами аналізу досвіду експлуатації. Встановлення критеріїв оцінки ТС обладнання передбачає визначення номенклатури та критичних значень визначальних параметрів ТС, що відповідають працездатності та надійності обладнання. Залежно від конструктивних особливостей елемента енергоблоку, умов та режимів його застосування як критерії оцінки ТС приймаються:

показники критеріїв міцності металу (коефіцієнти/показники запасу характеристик міцності при статичних і динамічних навантаженнях у різних режимах експлуатації);

конструкційні показники;

значення технологічних та/або діагностичних показників (вібрація, температура, тиск, витрата тощо);

статичні ПН (напрацювання на відмову, гамма-відсотковий залишковий ресурс та ін.).

Критичні значення визначальних параметрів (критерії оцінки ТС) встановлюються відповідно до проектно-технічних вимог та норм безпечної експлуатації.

Встановлення критеріїв оцінки для визначальних параметрів ТС трубопроводу та зварних з'єднань здійснюється у вигляді кількісних та якісних показників, що ґрунтуються на вимогах нормативно-технічної документації за станом металу трубопроводів.

На основі сформованих вище основних положень та досвіду впровадження методів обґрунтувань РТС можна запропонувати узагальнений метод обґрунтування заходів та технічних рішень щодо концепції переходу на РТС. У рамках цього методу має бути на увазі узгодження технічних заходів/рішень, спрямованих на реалізацію програм з управління старінням (у тому числі збереження або збільшення проектно-періодичності та обсягів планових ремонтів і випробувань), а також спрямованих на реалізацію концепції переходу на РТС (у тому числі скорочення у відступ від проектно-конструкторських вимог періодичності та обсягів планових ремонтів).

Основними є загальні показники з оцінки та прогнозу ТС, оцінки впливу системи/елементів системи на безпеку енергоблоку, оцінки впливу відмови системи/елемента системи на рівень потужності реактора.

Оцінка ТС здійснюється за відповідністю визначальних параметрів установленим критеріям ТС ($\bar{Y}$). При цьому встановлюються три рівні відповідності:

$(Y)_0 \subset (\bar{Y})$ — повна відповідність;

$(Y)_0 \not\subset (\bar{Y})$ — часткова невідповідність, що усувається додатковими заходами щодо ТОіР та управління старінням;

$(Y)_0 \not\subset (\bar{Y})$ — невідповідність визначальних параметрів та критеріїв ТС.

Оцінка впливу системи/елементів системи на безпеку здійснюється для СВБ на основі результатів імовірнісного аналізу безпеки за такими параметрами [7–9].

Значення за Фусселем – Веселі — визначення відносного вкладу в частоту пошкодження активної зони (ЧПАЗ) (імовірність виникнення аварійної послідовності) події

$$I_{FV}(X) = \frac{CDF(X)}{CDF} = \frac{CDF - CDF(X=0)}{CDF}, \quad (1)$$

де $CDF(X)$ — сума вкладників у ЧПАЗ, що містять подію X ; CDF — сумарна ЧПАЗ.

Значення за Бірнбаумом — визначення ймовірності того, що система відмовить при відмові елемента X (виникнення події X)

$$I_B(X) = P_C(X=1) - P_C(X=0), \quad (2)$$

де $P_C(X=1)$ — імовірність відмови системи за умови, що подія X відбулася; $P_C(X=0)$ — імовірність відмови системи за умови, що подія X не відбулася.

Значення підвищення ризику показує, у скільки разів зросте ризик унаслідок відмови компонента. Визначається як відношення ЧПАЗ за умови виникнення події X до сумарної ЧПАЗ

$$I_{RA}(X) = \frac{CDF(X=1)}{CDF}. \quad (3)$$

Значення зниження ризику показує, у скільки разів знизиться ризик унаслідок підвищення надійності компонента до абсолютної. Визначається як відношення сумарної ЧПАЗ до ЧПАЗ за умови, що подія X (відмова компонента) не відбулася

$$I_{RR}(X) = \frac{CDF}{CDF(X=0)}.$$

Загальноприйнятим є використання як основних таких параметрів значимості: значимість за Фусселем – Веселі і значимість підвищення ризику. Усі базові події аварійних послідовностей можуть бути згруповані відповідно до заходів значущості.

Висока значущість для безпеки — обладнання має такі показники значимості: значимість підвищення ризику (RAW) більше 2 і значимість за Фусселем – Веселі (FV) більше 0,005; або $RAW > 100$; або $FV > 0,1$.

Середня значимість для безпеки — обладнання має такі показники значущості: $2 < RAW < 100$ і $FV < 0,005$ або $RAW < 2$, $FV > 0,005$.

Низька значимість для безпеки — обладнання має такі показники значимості: $RAW < 2$ та $FV < 0,005$.

Оцінка впливу відмови обладнання на рівень потужності реактора здійснюється на основі детерміністського аналізу та технологічних процесів для систем, що не впливають на показники безпеки енергоблоку:

$P_e \geq 1$ — відмова та відновлення/заміна потребує зниження потужності або позапланової зупинки реактора;

$P_e < 1$ — відмова та відновлення/заміна не потребує зниження потужності або позапланової зупинки реактора.

Для СВБ область прийняття рішень є трипараметричною й наведена в загальному вигляді на рис. 1, де $\{(Y)_0; (\bar{Y})\}$ — параметр відповідності визначальних параметрів критеріям ТС; RAW — значимість підвищення ризику; FV — значимість за Фусселем – Веселі.

У площині показників безпеки утворюються характерні сфери:

S²— область несуттєвого впливу на безпеку;

SH — область помірного впливу на безпеку;

H²— область значного впливу на безпеку.

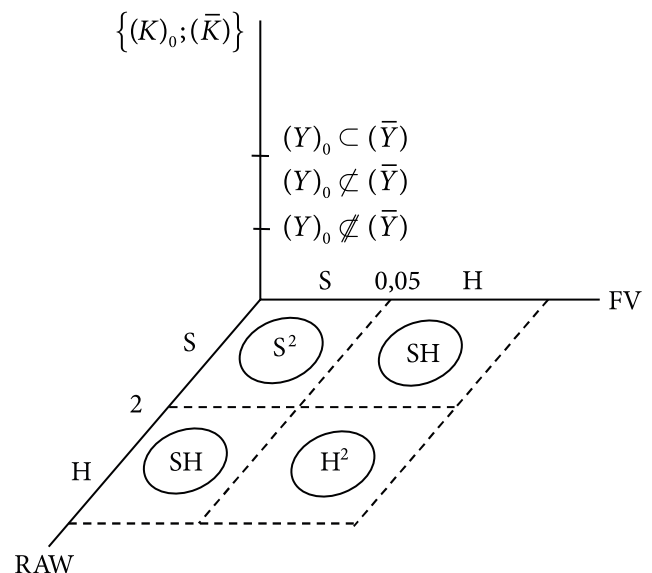


Рис. 1. Область прийняття рішень для СВБ

Умови прийняття концепцій щодо РТС та програм з управління старінням (ПУС) для СВБ

Області прийняття рішення	Рівень допустимості РТС		
	допустимо	допустимо з ПУС	недопустимо
$(Y)_0 \not\subset (\bar{Y}), S^2$	–	–	•
$(Y)_0 \not\subset (\bar{Y}), SH$	–	–	•
$(Y)_0 \not\subset (\bar{Y}), H^2$	–	–	•
$(Y)_0 \not\subset (\bar{Y}), S^2$	–	•	
$(Y)_0 \not\subset (\bar{Y}), SH$	–	•	
$(Y)_0 \not\subset (\bar{Y}), H^2$	–		•
$(Y)_0 \subset (\bar{Y}), S^2$	•		
$(Y)_0 \subset (\bar{Y}), SH$	•		
$(Y)_0 \subset (\bar{Y}), H^2$	•		

Умови прийняття концепції переходу на РТС та заходів щодо управління старінням для СВБ представлено в таблиці.

Для систем, що не впливають на безпеку, область прийняття рішень є двопараметричною й наведена в загальному вигляді на рис. 2. Заштриховані області відповідають умовам можливості прийняття концепцій РТС та програм із управління старінням.

Спрощений приклад застосування наведеного методу обґрунтування можливості переходу на РТС арматури 1-го енергоблоку Південноукраїнської АЕС наведено нижче.

За результатами експлуатаційного контролю (випробування та діагностика арматури) встановлено відповідність визначальних параметрів технічного стану виїмних частин та приводів установленим критеріям проектно-технічної документації для

$(Y)_0 \subset (\bar{Y})$		
$(Y)_0 \subset (\bar{Y})$	РТС	РТС
$(Y)_0 \not\subset (\bar{Y})$	РТС та ПУС	
$(Y)_0 \not\subset (\bar{Y})$		
	1	П _а

Рис. 2. Область прийняття рішень для систем, що не впливають на безпеку

224 одиниць арматури, що належить до груп В та С за нормативно-експлуатаційними вимогами до влаштування та безпечної експлуатації обладнання і трубопроводів атомних енергетичних установок.

Аналіз експлуатаційної надійності приводів арматури 1-го енергоблоку Південноукраїнської АЕС виконано на основі МТ-Т.0.08.117–05 «Методика розрахунку показників надійності приводів трубопровідної арматури» з урахуванням статистики та досвіду експлуатації арматури систем, важливих для безпеки. У результаті проведених розрахунків установлено, що показники ймовірності безвідмовної роботи становлять:

0,9973 — для електроприводів запірної арматури;
0,9999 — для електроприводів регулюючої арматури;
0,99969 — для пневмопривідної арматури.

Отримані значення відповідають критеріям, установленим Загальними технічними вимогами до арматури СВБ [7].

Показники значущості за Фусселем – Веселі FV та підвищення ризику RAW визначаються з урахуванням розрахункових моделей імовірнісного аналізу безпеки 1-го енергоблоку Південноукраїнської АЕС.

У результаті проведених розрахунків установлено, що для всього розглянутого переліку арматури належить до областей несуттєвого або помірного впливу на безпеку. Відповідно до представленого технічного обґрунтування встановлено, що весь розглянутий перелік виїмних частин і приводів арматури з 224 одиниць відповідає:

за технічним станом — умовам відповідності визначальних контрольованих параметрів установленим критеріям проектно-технічної документації на арматуру;

за показниками надійності — Загальним технічним вимогам щодо ПН арматури СВБ;

за показниками безпеки — областям несуттєвого чи помірного впливу на безпеку.

Область прийняття рішень: $(Y)_0 \not\subset (\bar{Y}), S^2$; $(Y)_0 \subset (\bar{Y}), SL$.

За прогнозними оцінками міжремонтний період становить 8 років для капітального ремонту арматури.

Висновки

1. Впровадження в експлуатаційну практику концепції РТС ремонту за технічним станом систем та обладнання енергоблоків АЕС визначає необхідність розробки методів обґрунтування стратегій

оптимізації організації планового ремонту систем, важливих для безпеки ядерних енергоустановок, що враховують вплив модернізацій стратегій планових ремонтів систем, важливих для безпеки, на умови забезпечення безпечної експлуатації.

2. Розроблено ризик-орієнтований метод кваліфікації оптимізації систем, важливих для безпеки ядерних установок, що враховує вплив модернізацій стратегій ремонту за технічним станом на ймовірнісні показники безпеки. Розроблений ризик-орієнтований метод визначає допустимі стратегії ремонту за технічним станом систем, важливих для безпеки, у трипараметричному форматі «відповідність визначальних параметрів технічного стану встановленим критеріям, показник значущості для безпеки Фусселя – Веселі, показник значущості для безпеки за Бірнбаумом».

3. На основі розробленого методу надано спрощений приклад оптимізації стратегій ремонту за технічним станом арматури систем, важливих для безпеки, 1-го енергоблоку Південноукраїнської АЕС та визначено умови допустимості модернізації регламентів планових ремонтів.

Список використаної літератури

1. Техническое обслуживание, надзор и инспекции при эксплуатации на атомных электростанциях: Руководство № NS-G-2.6. Серия норм МАГАТЭ по безопасности. — Вена : МАГАТЭ, 2005. — 104 с.
2. IAEA-TECDOC-981. Assessment and management of ageing of major nuclear power plant components important to safety: Steam generators / International Atomic Energy Agency. — Vienna : IAEA, 1997. — 181 p.
3. РД 34.20.601–96. Методические указания по совершенствованию системы технического обслуживания и ремонта энергоблоков и энергоустановок ТЭС на основе ремонтного цикла с назначенным межремонтным ресурсом. — Москва : ЦКБ «Энергоремонт», 1996.
4. КНД 95.1.0801.55-2004. Организация технического обслуживания и ремонта систем и оборудования атомных электростанций. Основные положения: руководящий нормативный документ. — Киев, 2004.
5. РД 95. Типовые сетевые графики ремонта основного оборудования ЯППУ с реактором ВВЭР-1000 (В-320).
6. НР-Р.0.04.037-03. Нормы времени на ремонт реактора ВВЭР-1000 и его вспомогательного оборудования. — Киев : ГП НАЭК «Энергоатом», 2003.
7. Оптимизация плановых ремонтов энергоблоков атомных электростанций с ВВЭР / В. И. Скалозубов, Ю. Л. Коврижкин, В. Н. Колыханов [и др.]. — Чернобыль : ИПБ АЭС НАН Украины, 2008. — 496 с.
8. Guidelines for Preparing Risk-Informed Graded Quality Assurance Program Implementation Request Submittals: Technical Report TR-109646. — Electric Power Research Institute, 1998. — 92 p.
9. ST-AE-HL-94983. Graded Quality Assurance. Operations Quality Assurance Plan. South Texas Project. Units 1 and 2. — US Nuclear Regulatory Commission, 1997.

**V. I. Skalozubov, O. M. Vierinov, A. V. Kanivets,
V. Yu. Kochnieva, D. S. Bundiev, H. Hayo**

*Interagency Center for Fundamental Scientific Research in
Energy and Ecology Sector, 1, Shevchenko Ave, Odessa, 65044*

Risk-Informed Method for Optimizing the Strategy of Scheduled Repairs according to the Technical Condition of Safety Related Systems of Nuclear Power Plants

A reasonable reduction in the time of scheduled preventive maintenance of nuclear power units is a current direction for increasing the operational efficiency of the nuclear power industry in Ukraine. The main indicator of the operating efficiency of nuclear power plants (capacity factor) actually directly depends on the time of scheduled preventive maintenance of nuclear power units. One of the most effective approaches to reducing the time of scheduled preventive maintenance of power units is related to optimizing strategies of scheduled repair according to the technical condition of safety related systems. The introduction into operational practice of the concept of repair according to the technical condition of systems and equipment of nuclear power units determines the need to develop methods for substantiating strategies for optimizing the organization of scheduled repairs of the safety related systems of nuclear power plants, that take into account the impact of modernization of strategies for scheduled repairs of safety related systems on the safe operation conditions. A risk-informed method for optimizing safety related systems of nuclear power plants has been developed, which takes into account the impact of modernization of strategies of repairs according to technical condition on probabilistic safety factors. The developed risk-informed method defines permissible strategies of repairs according to technical condition of safety related systems in the three-parameter format “compliance of the determining parameters of the technical condition with

the established criteria, Fussel-Veseli safety importance factor, Birnbaum safety importance factor”. Based on the developed method, a simplified example of optimizing strategies of repairs according to technical condition for the fittings of safety related systems of the 1st power unit of the South Ukrainian NPP is given, and the conditions of admissibility of modernization of the regulations of scheduled repairs are determined. The operating organization National Nuclear Energy Generating Company “Energoatom” can use the developed risk-informed method to reasonably reduce the time of scheduled preventive maintenance of power units and increase the capacity factor of Ukrainian nuclear power plants.

Keywords: repair, technical condition, safety system, nuclear power plant.

References

1. IAEA (2005). *[Maintenance, surveillance and in-service inspection in nuclear power plants: Safety guide No. NS-G-2.6]*. IAEA Safety Standards Series. Vienna: IAEA, 104 p. (in Rus.)
2. IAEA (1997). *Assessment and management of ageing of major nuclear power plant components important to safety: Steam generators*. IAEA-TECDOC-981. Vienna: IAEA, 173 p.
3. RD34.20.601-96. *[Procedural guidelines for improving the system for maintenance and repair of power units and generators of thermal power stations on the basis of a repair cycle with a specified operating time between repairs]*. Moscow: TsKB Energoremont, 1996. (in Rus.)
4. KND95.1.0801.55-2004. *[Organization of maintenance and repair of systems and equipment of nuclear power plants. Main provisions: Guiding normative document]*. Kyiv, 2004. (in Rus.)
5. RD-95. *[Typical network schedules for the repair of the main equipment of nuclear steam generating plant with a WWER-1000 reactor (V-320)]*. (in Rus.)
6. NR-R.0.04.037-03. *Normy vremeni na remont reaktora VVER-1000 i ego vspomogatelnogo oborudovaniya* [Time norms for the repair of the WWER-1000 reactor and its auxiliary equipment]. Kyiv: NNEGC “Energoatom”, 2003. (in Rus.)
7. Skalozubov V. I., Kovrizhkin Ju. L., Kolyhanov V. N., Kochneva V. Ju., Urbanskij V. V. (2008). *Optimizatsiya planovykh remontov energoblokov atomnykh elektrostantsiy s VVER* [Optimization of scheduled repairs of power units of nuclear power plants with WWER]. Chornobyl: Institute for Safety Problems of Nuclear Power Plants, 496 p. (in Rus.)
8. EPRI (1998). *Guidelines for preparing risk-informed graded quality assurance program implementation request submittals*: Technical Report TR-109646. Electric Power Research Institute. EPRI, 92 p.
9. US NRC (1997). *Graded quality assurance. Operations quality assurance plan*. South Texas Project. Units 1 and 2: ST-AE-HL-94983. US Nuclear Regulatory Commission. US NRC.

Надійшла 26.10.2023

Received 26.10.2023