



DOI: 10.5604/20830157.1166556

ANALIZA NIEZAWODNOŚCI AWARYJNEGO ODBIORU CIEPŁA POWYŁĄCZENIOWEGO W REAKTORZE TYPU PWR

Karol Kowal, Mieczysław Borysiewicz

Narodowe Centrum Badań Jądrowych (NCBJ), Zakład Energetyki Jądrowej

Streszczenie. Celem niniejszej pracy było określenie prawdopodobieństwa awarii pomocniczego systemu wody zasilającej reaktora typu PWR firmy Westinghouse. Obiektem referencyjnym, dla którego wykonano analizę była Elektrownia Jądrowa Surry (USA). Praca ta obejmuje utworzenie drzewa uszkodzeń i wykonanie analizy ilościowej w programie SAPHIRE oraz oszacowanie niepewności za pomocą metod Monte Carlo.

Słowa kluczowe: Pomocniczy System Wody Zasilającej, Probabilistyczne Analizy Bezpieczeństwa, Analiza Drzewa Uszkodzeń, SAPHIRE, symulacje Monte Carlo

АНАЛІЗ НАДІЙНОСТІ АВАРІЙНОГО ВІДВЕДЕННЯ ЗАЛИШКОВОГО ТЕПЛА В РЕАКТОРІ ТИПУ PWR

Анотація. Метою даної статті було визначити ймовірність відмови допоміжної системи, яка постачає воду до реактора типу PWR фірми Westinghouse. Посилаючись на об'єкт, для якого був проведений аналіз АЕС Surry (США). Ця робота включає в себе створення дерева відмов і виконання кількісного аналізу в програмі SAPHIRE та оцінки невизначеності за допомогою методу Монте-Карло.

Ключові слова: Допоміжна Система Водопостачання, Пробабілістичний Аналіз Безпеки, Аналіз Дерева Відмов, SAPHIRE, Монте-Карло

RELIABILITY ANALYSIS OF EMERGENCY DECAY HEAT REMOVAL IN PWR REACTOR

Abstract. The aim of this work was to assess the failure probability of the Westinghouse PWR auxiliary feedwater system (AFWS). The reference facility for which the analysis has been made was Surry Nuclear Power Plant located in the United States. This work includes AFWS fault tree development and qualitative analysis using the SAPHIRE code, as well as the uncertainty assessment by applying the Monte Carlo techniques.

Keywords: Auxiliary Feedwater System (AFWS), Probabilistic Safety Assessment (PSA), Fault Tree Analysis (FTA), SAPHIRE, Monte Carlo Simulation

Wprowadzenie

Po awaryjnym wyłączeniu reaktora, poprzez wprowadzenie do rdzenia wszystkich prętów bezpieczeństwa, reakcja łańcuchowa zostaje gwałtownie przerwana a liczba neutronów generowanych nie kompensuje już neutronów absorbowanych i rozpraszanych. Wówczas moc reaktora szybko spada do ok. 6–7% nominalnej mocy cieplnej. Nie oznacza to jednak, iż reaktor od chwili wyłączenia nie generuje już ciepła. Wprost przeciwnie, przemiany jądrowe jakim podlegają produkty rozszczepienia wytworzone jeszcze przed wyłączeniem reaktora, są źródłem energii określanej jako ciepło powyłączeniowe, które musi zostać odprowadzone aby uniknąć stopienia rdzenia i uwolnień radiologicznych.

Celem niniejszej pracy jest analiza niezawodności odbioru ciepła powyłączeniowego w reaktorze wodnym ciśnieniowym – PWR (ang. Pressurised Water Reactor). Jako obiekt referencyjny wybrano reaktor firmy Westinghouse funkcjonujący w Elektrowni Jądrowej Surry, w USA. Reaktor ten posiada trzy pętle obiegu pierwotnego, a więc także trzy wytwornice pary [5]. W przypadku awarii, która wymaga wyłączenia reaktora oraz turbin w obiegu wtórnym odbiór ciepła powyłączeniowego jest realizowany przez pomocniczy system wody zasilającej – AFWS (ang. Auxiliary Feedwater System). System ten zapewnia chłodzenie wytwornic, z których para odprowadzana jest do atmosfery [2, 4].

Do oceny niezawodności systemu AFWS zastosowano metodę drzew uszkodzeń stanowiącą podstawę probabilistycznych analiz bezpieczeństwa – PSA (ang. Probabilistic Safety Assessment) [1]. Opracowano drzewo uszkodzeń dla systemu AFWS opisujące możliwe ścieżki awarii oraz wyznaczono prawdopodobieństwo ich wystąpienia. Jako dane wejściowe wykorzystano eksperymentalne rozkłady prawdopodobieństwa awarii poszczególnych elementów systemu opublikowane w raporcie amerykańskiego dozoru jądrowego – U.S. NRC (Nuclear Regulatory Commission) [4].

Do obliczeń zastosowano program U.S. NRC, SAPHIRE. Dla opracowanego modelu przeprowadzono symulacje Monte Carlo losując wartości wejściowe (prawdopodobieństwa poszczególnych zdarzeń uwzględnionych w drzewie uszkodzeń) i dokonując

Введення

Після аварійної зупинки реактора, при введенні в ядро всіх стержнів безпеки, ланцюгова реакція раптово переривається і число генерованих нейтронів не компенсується адсорбованими і розсіяними нейтронами. Потужність реактора швидко знижується, до прибіл. 6–7% від номінальної потужності. Однак це не означає, що від моменту зупинки реактора вже не виробляється тепло. Навпаки, відбуваються ядерні зміни продуктів ядерного ділення, які були вироблені перед відключенням реактора, це джерело енергії є залишковим тепловиділенням, яке повинно бути розсіяне, щоб уникнути плавлення ядра і витіків радіації.

Метою даної статті є аналіз надійності розпаду тепла в реакторі з водою під тиском – PWR (англ. Pressurised Water Reactor). Посилаючись на реактор фірми Westinghouse, який працює на АЕС в Surry, США. Цей реактор має три петлі першого контуру, а також три парогенератори [5]. У разі аварії, яка вимагає зупинки реактора та турбіни у вторинному контурі відводу тепла, це здійснюється за допомогою допоміжної системи водопостачання – AFWS (англ. Auxiliary Feedwater System). Ця система забезпечує охолодження генераторів, з яких пара виводиться в атмосферу [2, 4].

Для оцінки надійності системи AFWS був застосований метод дерева відмов, що лежать в основі ймовірнісного аналізу безпеки – PSA (англ. Probabilistic Safety Assessment) [1]. Дерево відмов було розроблене для системи AFWS, тут описані можливі шляхи аварії та ймовірність їх виникнення. В якості вихідних даних були використані експериментальні розподіли ймовірностей аварії, окремих частин системи, опублікованих в raporці американського ядерного спостереження – U.S. NRC (англ. Nuclear Regulatory Commission) [4].

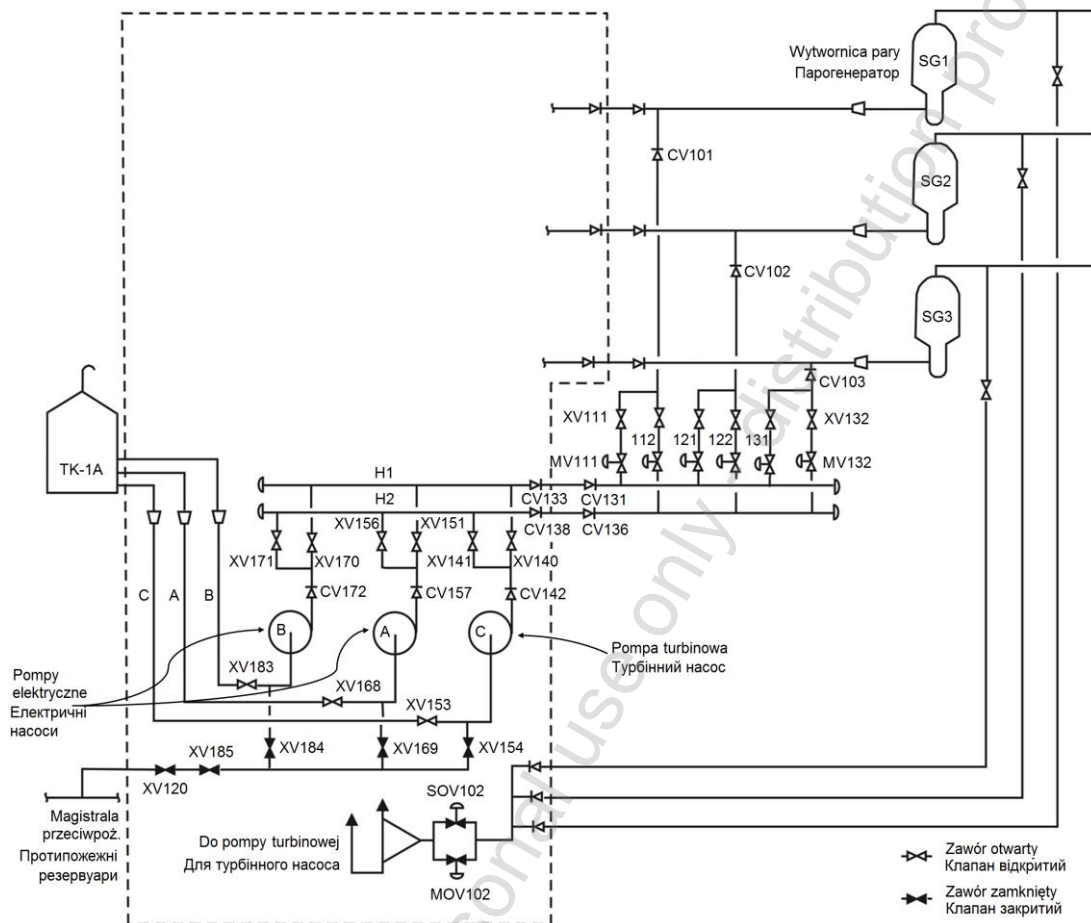
Для розрахунків була використана програма U.S. NRC, SAPHIRE. Для розробленої моделі були виконані розрахунки за методом Монте-Карло. Спираючись на вихідні значення (ймовірності окремих подій врахованих в дереві відмов)

Drzewa te połączone ze sobą bramką logiczną LUB gdyż każde ze zdarzeń, które opisują prowadzi do sytuacji, w której system AFWS nie może zrealizować wymaganej funkcji.

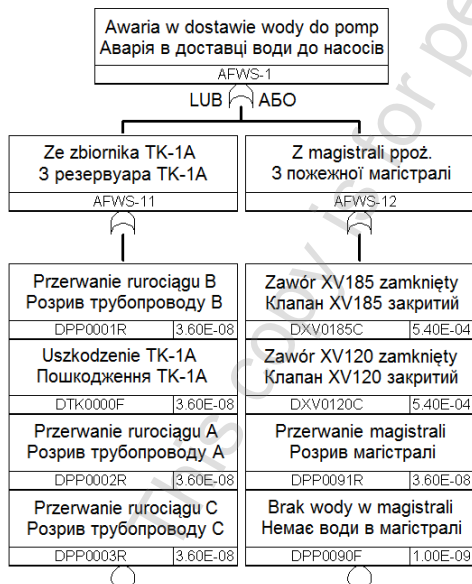
Awaria w dostawie wody do pomp systemu AFWS może być związana zarówno z możliwymi uszkodzeniami zbiornika TK-1A (np. nieszczelność) jak i przerwaniem co najmniej jednej z trzech linii rurociągowych (A, B lub C) w czasie pierwszych 8h działania systemu. Ponadto, ze względu na fakt, iż rozważany czas działania jest znacznie dłuższy niż 8h, istnieje konieczność dodatkowego uwzględnienia w drzewie uszkodzeń niedostępności magistrali przeciwpożarowej, przerwania jej rurociągu, jak również awarii zaworów odcinających XV120 i XV185 (rys. 2).

Ці дерева відмов логічно об'єднані, бо кожна аварія призводить до ситуації, коли система AFWS не може досягти потрібної функції.

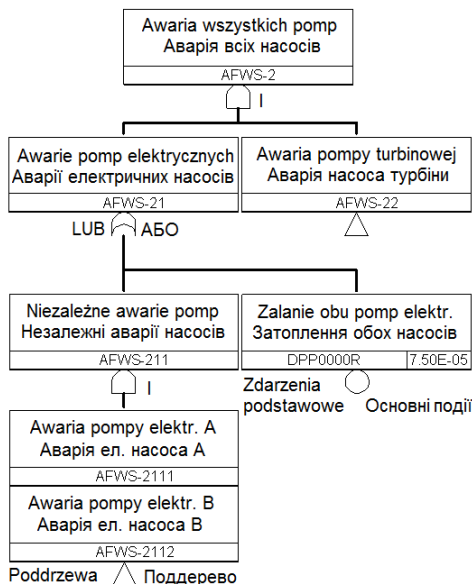
Відмова насоса при подачі води в системі AFWS може бути пов'язана з можливим пошкодженням резервуара ТК-1А (напр. нещільність) і перерванням щонайменше одного з трьох ліній трубопроводів (А, В або С) протягом перших 8 годин роботи системи. У зв'язку з тим, що час роботи більший, ніж 8 годин, є необхідність додатково зазначити в дереві відмов про недоступність протипожежних шляхів, приривання, а також відмова запірних клапанів XV120 і XV185 (мал. 2).



Rys. 1. Uproszczony schemat pomocniczego systemu wody zasilającej AFWS dla reaktora typu PWR firmy Westinghouse pracującego w Elektrowni Jądrowej Surry w USA [4]
 Мал. 1. Спрощена схема допоміжної системи водопостачання AFWS для реактора типу PWR фірми Westinghouse, який працює в АЕС Surry в США [4]

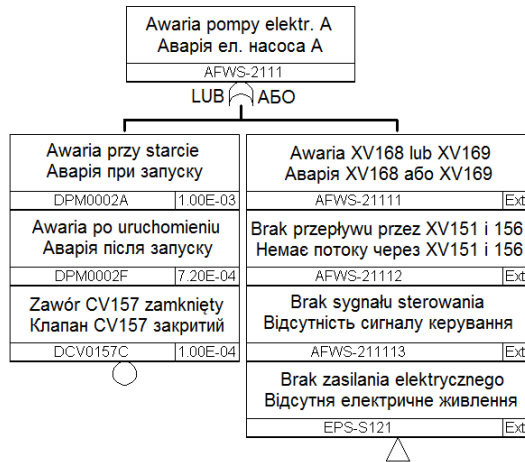


Rys. 2. Awaria w dostawie wody do wszystkich trzech pomp systemu AFWS
 Мал. 2. Аварія при подачі води для всіх трьох насосів системи AFWS



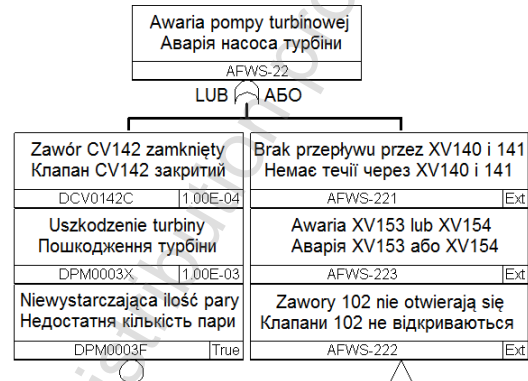
Rys. 3. Awaria wszystkich trzech pomp zasilających systemu AFWS
 Мал. 3. Аварія всіх трьох насосів системи водопостачання AFWS

Drzewo uszkodzeń opracowane dla sekcji pompowej systemu AFWS obejmuje niezależne awarie obu pomp elektrycznych przy jednoczesnej niedostępności pompy turbinowej (rys. 3). Ponadto, uwzględniono także możliwość zalania obu pomp elektrycznych (np. na skutek przerwania rurociągu głównego zaworu parowego) jako wspólną przyczynę ich jednoczesnej awarii. Poddzewo dot. niezależnych uszkodzeń pomp elektrycznych zostało przedstawione na rys. 4. Każda z nich może ulec awarii zarówno przy starcie jak i w pewnym czasie po jej uruchomieniu.

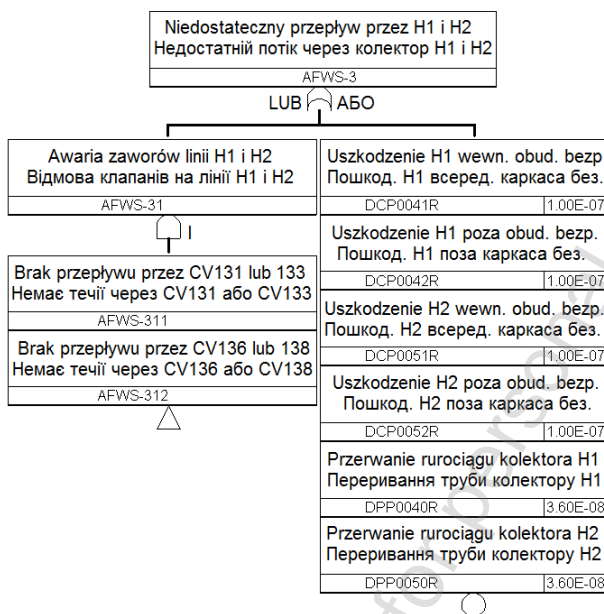


Rys. 4. Awaria pompy elektrycznej A (analogicznie dla pompy elektrycznej B)
Мал. 4. Аварія електричного насоса А (аналогічно з електричним насосом В)

Дерево відмов розроблене для насосної системи AFWS включає в себе дві незалежні аварії обох електричних насосів при одночасній недоступності турбінного насоса (мал. 3). Крім того, беремо до уваги можливість одночасного затоплення двох електронасосів (напр., у зв'язку з проривом головного трубопроводу парового клапана), як спільну причину їх одночасної аварії. Піддерево стосується незалежних відмов електричних насосів, як показано на мал. 4. Кожен з них може зазнати аварії і при запуску і по певному часі роботи.



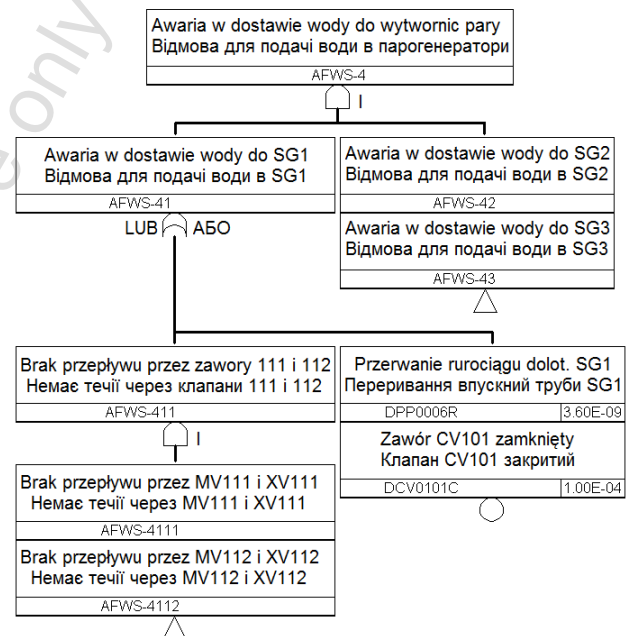
Rys. 5. Awaria pompy turbinowej C (zdarzenie pewne gdy czas pracy $t > 8h$)
Мал. 5. Аварія турбінного насоса (така ситуація матиме місце, коли період роботи, $t > 8$ годин)



Rys. 6. Niedostateczny przepływ wody przez dwa główne kolektory AFWS, H1 i H2
Мал. 6. Недостатній потік води через два основні колектори AFWS, H1 i H2

W pierwszym przypadku jest to tzw. awaria na żądanie, której prawdopodobieństwo zależy od częstości testów i konserwacji. W niniejszej pracy przyjęto, że czas pomiędzy testami to ok. 15 dni (360h). Prawdopodobieństwo awarii pompy w trakcie pracy zależy natomiast od długości wymaganego czasu pracy (tu 24h). Drzewo uszkodzeń dotyczące pomp elektrycznych uwzględni też awarie zaworów, które znajdują się bezpośrednio przed oraz za pompami. Brak przepływu przez zawory wlotowe i/lub wylotowe prowadzi bowiem do awarii pomp na skutek ich pracy bez wody lub zbyt wysokiego ciśnienia powstałego w rurociągu, do którego pompa tłoczy wodę pomimo braku możliwości odpływu.

Poddzewo dotyczące awarii pompy turbinowej zostało również opracowane w ramach niniejszej pracy i uwzględnione w modelu AFWS, ale przyjęto założenie, że ilość wytwarzanej



Rys. 7. Awaria w dostawie wody do wszystkich trzech wytwornic pary
Мал. 7. Аварія при надходженні води до всіх трьох генераторів

У першому випадку це називається аварією на вимогу, її ймовірність залежить від частоти тестування та технічного обслуговування. У цій статті передбачається, що час між випробуваннями становить бл. 15 днів (360 годин). Ймовірність відмови насоса в процесі роботи, залежить від необхідного періоду часу роботи (тут 24 години). Дерево відмов що стосується електричних насосів також бере до уваги відмову клапанів, розташованих безпосередньо попереду і позаду насосів. Відсутність потоку через впускний клапан або на виході призводить до відмови насоса в результаті роботи без води або з надлишковим тиском в трубопроводі, до якого насос качає воду незважаючи на неможливість відпливу.

Піддерево яке стосується відмови турбінного насоса було розроблене в рамках цього дослідження, і передбачене

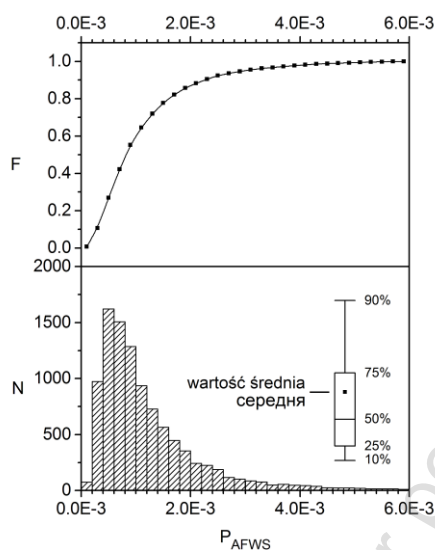
pary po 8h od wyłączenia reaktora nie jest wystarczająca do efektywnej pracy pompy (rys. 5). Niedostępność pompy turbinowej dla czasu pracy dłuższego niż 8h przyjęto więc jako zdarzenie pewne.

Odrębną grupą zdarzeń prowadzących do niedostępności AFWS są awarie zaworów i rurociągu kolektorów H1 i H2 (rys. 6) oraz rurociągu prowadzącego wodę do wytwornic pary (rys. 7). Zawory zwrotne (CV) mogą w wyniku awarii blokować przepływ gdy nie otwierają się pod wpływem ciśnienia wody. Zarówno zawory manualne (XV) jak i elektryczne (MV), mogą natomiast z pewnym prawdopodobieństwem zostać zamknięte w wyniku błędów ludzkich, np. podczas konserwacji lub testów.

3. Wyniki obliczeń i wnioski

Prawdopodobieństwo niedostępności AFWS lub jego awarii w ciągu pierwszej doby od uruchomienia (P_{AFWS}) wynosi $1,3E-3$, co stanowi wartość średnią rozkładu otrzymanego na podstawie symulacji Monte Carlo wykonanych dla 10 000 prób (rys. 8). W raporcie U.S. NRC oszacowano tę wartość na $1,1E-3$ [4].

Rozkład PAFWS jest jednomodalny o wyraźnym maksimum przypadającym na wartości z przedziału od $0,4E-3$ do $0,6E-3$. Widoczna jest jednak silna asymetria prawostronna co sprawia, iż lepszą miarą tendencji centralnej jest w tym przypadku mediana, która wynosi ok. $0,9E-3$. Asymetrię tę można zauważyć także w typowym przedziale zmienności, tj. pomiędzy pierwszym (25%) a trzecim kwartylem (75%). Dominują więc wartości niskie (mniejsze niż średnia), natomiast wartości wysokie (powyżej trzeciego kwartyła) charakteryzuje duże zróżnicowanie. Stąd stosunkowo wysoka wartość odchylenia standardowego ($1,2E-03$), która wskazuje na duży rozrzut otrzymanych wyników.



Rys. 8. Rozkład (N) i dystrybuanta (F) prawdopodobieństwa P_{AFWS}
 Mal. 8. Rozkład (N) i funkcja rozkładu (F), ięmowirńiść P_{AFWS}

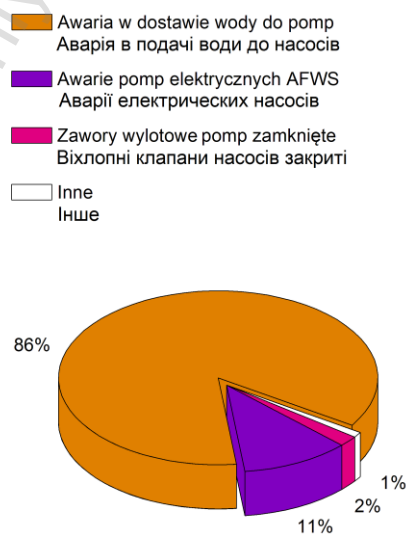
w modelu AFWS, ale przyjmuje się, że ilość wyprodukowanej pary po 8 godzinach pracy po awarii reaktora nie jest dostateczną dla efektywnej pracy pompy (mal. 5).

Oкрема група ситуацій, які ведуть до недоступності AFWS є збої трубопроводів і колекторів H1 і H2 (mal. 6) і водопроводу, що веде до парогенераторів (mal. 7). Зворотні клапани (CV) під час аварії можуть блокувати потік, коли вони не відкриваються під тиском води. Як ручні клапани (XV) так і електричні (MV), можуть бути закриті в результаті людської помилки, наприклад при технічному обслуговуванні або тестуванні.

3. Результати розрахунків і висновки

Ймовірність недоступності AFWS, або її аварії в перший день роботи (P_{AFWS}) складає $1,3E-3$, це середнє значення отримане на основі методу Монте-Карло при 10 000 спробах (рис. 8). В raporcie U.S. NRC оцінили це значення $1,1E-3$ [4].

Розподіл PAFWS є едномодальним з виразним максимумом зі значенням в діапазоні від $0,4E-3$ до $0,6E-3$. Тим не менш, є сильна асиметрія з правої сторони, що призводить до кращої міри центральної тенденції в даному випадку це медіана, яка становить бл. $0,9E-3$. Ця асиметрія може спостерігатися також в типовому діапазоні зміни, між першим (25%) і третім кватрилем (75%). Переважають низькі значення (менші ніж середня), у той час, як високі значення (вище третього кватрилу) змінюються. Таким чином, відносно високе значення стандартного відхилення ($1,2E-03$), яке показує значну неоднозначність отриманих результатів.



Rys. 9. Udzial procentowy poszczęólnych sekwencji awaryjnych w P_{AFWS}
 Mal. 9. Сектограмма чинників, які спричиняють надзвичайні ситуації P_{AFWS}

Tab. 1. Lista 10 najbardziej prawdopodobnych sekwencji zdarzeń prowadzących do niedostępności systemu AFWS lub jego awarii w ciągu 24h od uruchomienia [3]
 Табл. 1. Список з 10 найбільш вірогідних випадків, що призвели до недоступності системи AFWS або її аварії протягом 24 годин від запуску [3]

Nr	Секвенція zdarzeń	Пrawdop. Вірогідність	Udział Відсотки	Випадки
1	Zawór manualny XV185 zamknięty po 8h pracy	5.40E-04	42.52%	Ручний клапан XV185 закритий по 8 годинах роботи
2	Zawór manualny XV120 zamknięty po 8h pracy	1.70E-05	26,32%	Ручний клапан XV120 закритий по 8 годинах роботи
3	Zalanie i uszkodzenie obu pomp elektrycznych, A i B	7.50E-05	5.91%	Затоплення і пошкодження обох електричних насосів, A і B
4	Błąd podczas konserwacji zaworów wylotowych pomp elektr.	3.00E-05	2,36%	Помилка під час консервації випускних клапанів елект. насоса
5	Zawory XV168 i XV183 zamknięte po konserwacji (błąd ludzki)	9.00E-06	0.71%	XV168 i XV183 закриті після консервації (людська помилка)
6	Awaria w obwodzie sterowania pompy elektrycznej B i zawór XV168 zamknięty po konserwacji (błąd ludzki)	8.34E-06	0,66%	Відмова управління електричного насоса B і клапан XV168 закритий після консервації (людська помилка)
7	Awaria w obwodzie sterowania pompy elektrycznej A i zawór XV183 zamknięty po konserwacji (błąd ludzki)	8.34E-06	0,66%	Відмова управління електричного насоса A і клапан XV183 закритий після технічного обслуговування (людська помилка)
8	Awaria w obwodzie sterowania obu pomp elektrycznych, A i B	7.73E-06	0,61%	Відмова управління двох електронасосів, A і B
9	Awaria elektrycznej pompy B przy starcie oraz zawór XV168 zamknięty po konserwacji (błąd ludzki)	3.00E-06	0,24%	Аварія електронасоса B при запуску і клапан XV168 закритий після технічного обслуговування (людська помилка)
10	Awaria elektrycznej pompy A przy starcie oraz zawór XV183 zamknięty po konserwacji (błąd ludzki)	3.00E-06	0,24%	Аварія електронасоса A при запуску і клапан XV183 закритий після технічного обслуговування (людська помилка)

Dominujący wkład w prawdopodobieństwo awarii systemu AFWS (ok. 86%) mają awarie zaworów XV120 oraz XV185, których otwarcie warunkuje kontynuację pracy tego systemu po opróżnieniu zbiornika TK-1A. Ok. 11% wkładu w P_{AFWS} mają natomiast awarie pomp elektrycznych, a głównym czynnikiem ryzyka jest w tym przypadku możliwość zalania obu pomp na skutek przerwania rurociągu głównego zaworu parowego, który znajduje się w tym samym budynku. Nieco powyżej 2% wkładu wnoszą błędy ludzkie popełniane podczas konserwacji zaworów wylotowych pomp elektrycznych. Wszystkie pozostałe awarie stanowią zaledwie ok. 1% P_{AFWS} (rys. 9, tab. 1).

Podziękowania

Praca powstała w ramach projektu *PL-NTU Transgraniczna wymiana doświadczeń* PBU.03.01.00-06-386/11-00 współfinansowanego w ramach Programu Współpracy Transgranicznej Polska-Białoruś-Ukraina 2007–2013 finansowanego ze środków Unii Europejskiej w ramach Europejskiego Instrumentu Sądztwa i Partnerstwa.

Niniejsza publikacja została stworzona przy pomocy Unii Europejskiej. Wyłączną odpowiedzialność za zawartość niniejszej publikacji ponoszą Karol Kowal i Mieczysław Józef Borysiewicz oraz w żaden sposób nie może być ona postrzegana jako odzwierciedlenie poglądów Unii Europejskiej.

Literatura || Література

- [1] Borysiewicz M.: Wykorzystanie probabilistycznych analiz bezpieczeństwa (PSA) w tworzeniu wymogów bezpieczeństwa dla elektrowni jądrowych. Raport NCBJ, Warszawa 2010.
- [2] Borysiewicz M., Bronowska K., Kopka P., Kowal K., Kwiatkowski T., Prusiński A.M., Prusiński P.A., Siess G.: The PSA analysis of PWR emergency coolant injection availability following SBLOCA. *Nukleonika* 2/2013, 307.
- [3] Borysiewicz M. et al.: Analiza niezawodności wybranych systemów bezpieczeństwa reaktora PWR przy użyciu programu SAPHIRE. Raport wewn. PAA, Warszawa 2013.
- [4] U.S. Nuclear Regulatory Commission: Reactor Safety Study – An assessment of accident risks in U.S. nuclear power plants. U.S. NRC, Washington 1975.
- [5] U.S. Nuclear Regulatory Commission: Nuclear Power for Electrical Generation. U.S. NRC, Washington 2012.

Mgr inż. Karol Kowal
e-mail: k.kowal@ncbj.gov.pl

Absolwent Wydziału Fizyki i Informatyki Stosowanej krakowskiej AGH, gdzie w roku 2008 ukończył studia magisterskie o specjalności Fizyka Jądrowa. W latach 2008–2009 odbył studia podyplomowe z Informatyki w Politechnice Rzeszowskiej. Od roku 2010 doktorant Wydziału Elektrotechniki i Informatyki Politechniki Lubelskiej. Od marca 2011 roku zajmuje stanowisko starszego specjalisty w Zakładzie Energetyki Jądrowej Narodowego Centrum Badań Jądrowych w Świerku. Staż zawodowy odbył w General Electric w USA.



Магістр інж. Кароль Коваль
e-mail: k.kowal@ncbj.gov.pl

Закінчив факультет фізики та прикладної інформатики AGH в Кракові, де в 2008 році закінчив магістратуру в галузі ядерної фізики. У 2008–2009 відбув післядипломне навчання з Інформатики в Жешувському університеті. З 2010 року аспірант факультету електротехніки та інформатики в Люблінській Політехніці. З березня 2011 року працює старшим спеціалістом у Департаменті атомної енергетики Національного науково-дослідного центру ядерних досліджень в Сверку. Стажувався в General Electric в США.

Dr Mieczysław Józef Borysiewicz
e-mail: manhaz@cyf.gov.pl

Z-ca kier. Zakładu Energetyki Jądrowej Narodowego Centrum Badań Jądrowych w Świerku. Do 2012 roku dyr. Centrum Doskonałości MANHAZ - Zarządzanie Zagrożeniami dla Zdrowia i Środowiska. Profesor wizytujący w Uniwersytecie w Bolonii w latach 1977, 1978, 1980 oraz 1983, a także w Uniwersytecie Libre w Brukseli w latach 1972–1973. Autor licznych publikacji i monografii dotyczących oceny ryzyka poważnych awarii i systemów wspomagania decyzji w stanach kryzysowych.



К.н. Мечислав Юзеф Борисевич
e-mail: manhaz@cyf.gov.pl

Заступник керівника Департаменту атомної енергетики Національного науково-дослідного центру ядерних досліджень в Сверку. До 2012 року директор Центру підвищення кваліфікації MANHAZ – Управління охорони здоров'я та навколишнього середовища. Викладав в Болонському університеті в 1977, 1978, 1980 і 1983, а також в університеті Лібре в Брюсселі в 1972–1973. Автор численних публікацій і монографій які оцінюють ризик серйозних аварій і систем підтримки прийняття рішень в надзвичайних ситуаціях.

otrzymano/отримано/received: 04.03.2015

przyjęto do druku/принято до друку/accepted: 05.07.2015