

# APARATURA

## BADAWCZA I DYDAKTYCZNA

### **Analiza niezawodności systemu grawitacyjnego chłodzenia reaktora typu ESBWR**

ALEKSEJ KASZKO, GRZEGORZ NIEWIŃSKI, MICHAŁ STĘPIEŃ  
INSTYTUT TECHNIKI CIEPLNEJ POLITECHNIKI WARSZAWSKIEJ

**Słowa kluczowe:** system grawitacyjnego chłodzenia reaktora, probabilistyczne analizy bezpieczeństwa, analiza drzewa uszkodzeń, SAPHIRE, symulacje Monte Carlo

#### **STRESZCZENIE:**

Celem niniejszej pracy jest przedstawienie metodologii analizy PSA, która jest wymagana przez Prawo Atomowe dla nowo powstających obiektów jądrowych, oraz zaprezentowanie metody drzew błędów, za pomocą których zostało określone prawdopodobieństwo niedostępności systemu grawitacyjnego chłodzenia reaktora (GDCS) elektrowni typu ESBWR zaprojektowanej przez GE Hitachi. Praca ta obejmuje utworzenie drzewa uszkodzeń i wykonanie analizy ilościowej w programie SAPHIRE oraz oszacowanie niepewności za pomocą metody Monte Carlo. Wykazano, że w prawdopodobieństwie awarii pojedynczej linii GDCS ( $P_{\text{LINE-A}}$ ) największy wkład wnoszą zdarzenia podstawowe związane z zaworami serwisowymi.

### **Reliability Analysis Of ESBWR Gravity Driven Cooling System**

**Keywords:** Gravity Driven Cooling System (GDCS), Probabilistic Safety Assessment (PSA), Fault Tree Analysis (FTA), SAPHIRE, Monte Carlo Simulation

#### **ABSTRACT:**

The purpose of this work is to present a methodology of PSA analysis that is required by the Polish Atomic Law for newly emerging nuclear facilities, and to show a fault tree method by which the probability of unavailability was calculated for a gravity driven cooling system (GDCS) of ESBWR type nuclear power plant designed by GE Hitachi. This work includes creating a fault tree and performing quantitative analysis in SAPHIRE program and estimating uncertainty using the Monte Carlo method. It has been shown, that in the probability of the single line fault scenario of the GDCS System, main component is the basic risk related with the services valves.

## 1. Wprowadzenie

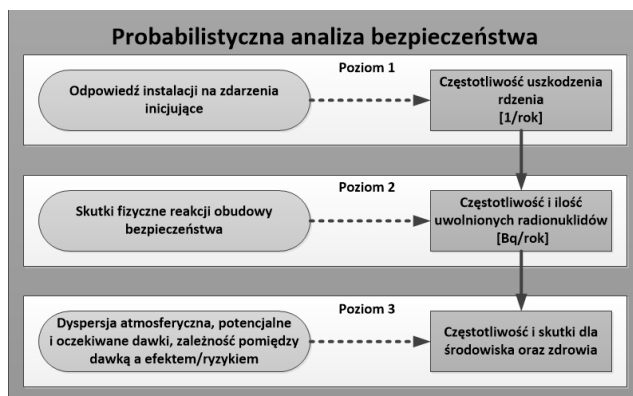
Probabilistyczna analiza bezpieczeństwa (ang. *Probabilistic Safety Assessment – PSA*) jest metodą służącą do oceny ryzyka wystąpienia określonego zdarzenia. Narzędzie to wykorzystywane jest do oceny bezpieczeństwa w instalacjach o skomplikowanych układach technologicznych i podwyższonym ryzyku, w tym elektrowniach jądrowych. W obiektach jądrowych metoda probabilistycznej analizy bezpieczeństwa składa się z trzech poziomów [1, 2]:

**Poziom 1:** Jest używany do oceny niezawodności systemów bezpieczeństwa, na podstawie, której można oszacować prawdopodobieństwo stopienia rdzenia. Poziom ten dostarcza informacji na temat słabych punktów projektu oraz sposobów zapobiegania uszkodzeniu rdzenia, co w większości przypadków jest prekursorem wypadków prowadzących do poważnych uwolnień izotopów promieniotwórczych, mających potencjalne konsekwencje dla środowiska i zdrowia ludzkiego.

**Poziom 2:** Jest stosowany w celu określenia reakcji obudowy bezpieczeństwa podczas uszkodzenia rdzenia oraz częstotliwości uwolnień. Badane jest zachowanie obudowy bezpieczeństwa na podgrzewanie, wytwarzanie, spalanie i eksplozję wodoru oraz oddziaływanie korium z betonem. Analiza na tym poziomie zapewnia dodatkową wiedzę na temat względnego znaczenia sekwencji awarii prowadzących do uszkodzenia rdzenia pod względem drastyczności uwolnień promieniotwórczych. Dodatkowo daje wgląd w słabe strony (i sposoby poprawy) łagodzenia i zarządzania wypadkami uszkodzenia rdzenia.

**Poziom 3:** Na tym poziomie analizowane są konsekwencje uwolnienia materiału promieniotwórczego do środowiska. Ponadto zachodzi ocena zagrożenia dla zdrowia publicznego oraz zagrożenia społecznego, takiego jak skażenie gruntów, wody lub żywności. Analiza na poziomie trzecim dostarcza wiedzę na temat znaczenia środków zapobiegania wypadkom oraz ich łagodzenia, wyrażonych w kategoriach niepożądanych skutków dla zdrowia ludności oraz zanieczyszczenia środowiska. Dostarcza również informacje na temat względnej skuteczności aspektów zarządzania wypadkami, tworzenia planów ewakuacyjnych oraz metod podejmowanych akcji ratunkowych.

Na Rysunku 1 graficznie przedstawiono zależności pomiędzy poszczególnymi poziomami PSA.



Rysunek 1 Poziomy PSA

## 2. HISTORIA PSA

Pierwsze zastosowania analizy probabilistycznej w zakresie bezpieczeństwa instalacji jądrowych na dużą skalę miały miejsce w latach 70. ubiegłego wieku, m.in. w Stanach Zjednoczonych, Wielkiej Brytanii oraz Niemczech.

W roku 1975 przygotowano raport WASH-1400 „NUREG 75/014” [3], znany również jako Raport Rasmussena. Dokument ten został sporządzony dla U.S. NRC (ang. *United States Nuclear Regulatory Commission*) pod kierownictwem profesora Normana Rasmussena i zawierał ocenę prawdopodobieństwa wystąpienia szeregu sekwencji wypadków, które mogłyby prowadzić do stopienia paliwa w reaktorze (awaria stopienia rdzenia), wprowadzając metodę drzewa błędów.

W 1978 roku pod kierownictwem Harolda Lewisa przygotowano raport NUREG/CR-0400 [4], którego głównym celem było zbadanie stanu metodologii oceny ryzyka oraz sporządzenie zaleceń dla NRC, w jaki sposób można ją wykorzystać w procesie regulacyjnym i licencjonowania. Obszary badań obejmowały: metodykę oceny ryzyka, kwestie statystyczne, kompletność, bazę danych oraz przeprowadzoną w WASH-1400 ocenę zagrożenia dla zdrowia ludzkiego przez promieniowanie powstałe w wyniku hipotetycznej awarii. Szczególną uwagę poświęcono zagadnieniom obejmującym: wspólną przyczynę uszkodzenia (ang. *common cause failure*); czynnik ludzki – błędy po stronie obsługi; trzęsienia ziemi; postrzeganie ryzyka, które należy rozumieć jako subiektywną opinię w ocenie zagrożenia; rolę probabilistycznych metod w procesie regulacyjnym; obliczenie dawek dla społeczeństwa z uwolnionych radionuklidów.

Przeprowadzone badania wykazały, że błędy ludzkie mogą mieć znaczący wpływ na prawdo-

podobieństwo awarii reaktora. Ponadto, analiza wykazała istotną rolę awarii z małą utratą chłodziwa (SBLOCA, ang. *small break Loss Of Coolant Accident*) dla reaktorów wodnych ciśnieniowych (PWR, ang. *Pressurized Water Reactor*), co zostało potwierdzone w 1979 roku przez awarię w elektrowni jądrowej Three Mile Island. W raporcie WASH-1400 zawarto informacje na temat mocnych i słabych stron projektu oraz procedur eksploatacji badanych instalacji, a także przedstawiono możliwe sposoby poprawy ich bezpieczeństwa. Badania PSA zostały następnie przeprowadzone w wielu istniejących oraz dla nowo projektowanych obiektów jądrowych.

Obecnie probabilistyczna analiza bezpieczeństwa jest używana w procesie licencjonowania instalacji jądrowych na całym świecie oraz znalazła szerokie zastosowanie w innych dziedzinach gospodarki, w tym w przemyśle chemicznym, w sektorze finansowym, ubezpieczeniowym, w sieciach komputerowych oraz w innych infrastrukturach krytycznych.

### 3. LICENCJONOWANIE OBIEKTU JĄDROWEGO, ANALIZA PSA

Zgodnie z ustawą Prawo atomowe „Dz.U.2017.0.576 t.j. – Ustawa z dnia 29 listopada 2000 r. – Prawo atomowe” [5], inwestor, który ubiega się o zezwolenie na budowę elektrowni jądrowej, powinien przedstawić Raport Bezpieczeństwa oparty o analizę bezpieczeństwa obiektu jądrowego uwzględniającą czynniki środowiskowe oraz techniczne. Przygotowany dokument musi zostać poddany weryfikacji przez podmiot, który nie był zaangażowany w opracowanie raportu.

Przedstawiony powyżej zapis w Prawie Atomowym pokazuje, że w celu uzyskania pozwolenia na budowę obiektu, operator powinien przeprowadzić m.in. pełną analizę PSA z uwzględnieniem wszystkich możliwych czynników zewnętrznych.

### 4. UKŁAD GDSCS REAKTORA TYPU ESBWR

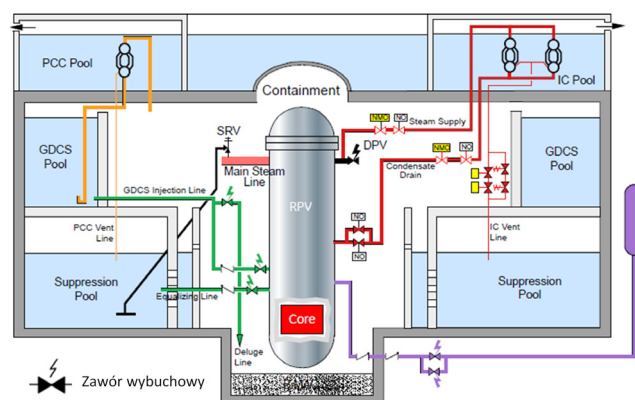
Reaktor Wodny Wrzący typu ESBWR (ang. *Economic Simplified Boiling Water Reactor*) jest reaktorem generacji III+ o mocy 1520 MWe.

W opartym na sprawdzonej technologii reaktorów wrzących (BWR i ABWR) reaktorze ESBWR osiągnięto większą prostotę w projektowaniu. Korzystając z obiegu naturalnego, ESBWR ma o 25% mniej pomp i napędów mechanicznych

niż inne istniejące instalacje. Zmniejszenie ilości urządzeń pomocniczych tego typu spowodowało podwyższenie niezawodności instalacji. Według danych udostępnionych przez GE Hitachi prawdopodobieństwo uszkodzenia rdzenia dla reaktora tego typu wynosi zaledwie  $1,7 \cdot 10^{-8}$  1/rok (przy międzynarodowym standardzie  $10^{-5}$  1/rok). Reaktor ESBWR jest zaprojektowany w taki sposób, aby w przypadku awarii możliwe było chłodzenie rdzenia przez minimum siedem dni bez działania operatora i zewnętrznego zasilania [6, 8, 11].

W wyniku awarii typu LOCA w obiegu reaktora wystąpi ubytek chłodziwa, co wywoła pogorszony odbiór ciepła i w konsekwencji może doprowadzić do stopienia rdzenia. Rolą układu grawitacyjnego chłodzenia reaktora (GDSCS, ang. *Gravity Driven Cooling System*) jest zapewnienie chłodzenia rdzenia w przypadku takiej awarii poprzez doprowadzenie dodatkowego chłodziwa z basenów systemu ulokowanych w obrębie obudowy bezpieczeństwa. Układ może być postrzegany jako dwa oddzielne podsystemy: krótkoterminowy i długoterminowy system bezpieczeństwa. *Short-term Cooling (Injection)* ma na celu zapewnienie krótkotrwałego uzupełnienia wody w zbiorniku reaktora w celu utrzymania jej poziomu powyżej górnej części paliwa. Natomiast *Long-term Cooling (Equalizing)* podtrzymuje stały poziom chłodziwa w zbiorniku reaktora. Na Rysunku 2 przedstawiono układ GDSCS na tle obudowy bezpieczeństwa, składający się z następujących elementów [12]:

- baseny z wodą (GDSCS Pools, Suppression Pools),
- linie zasilające (GDSCS Injection Lines, Equalizing Lines, Deluge Lines),
- zawory wybuchowe i kontrolne.

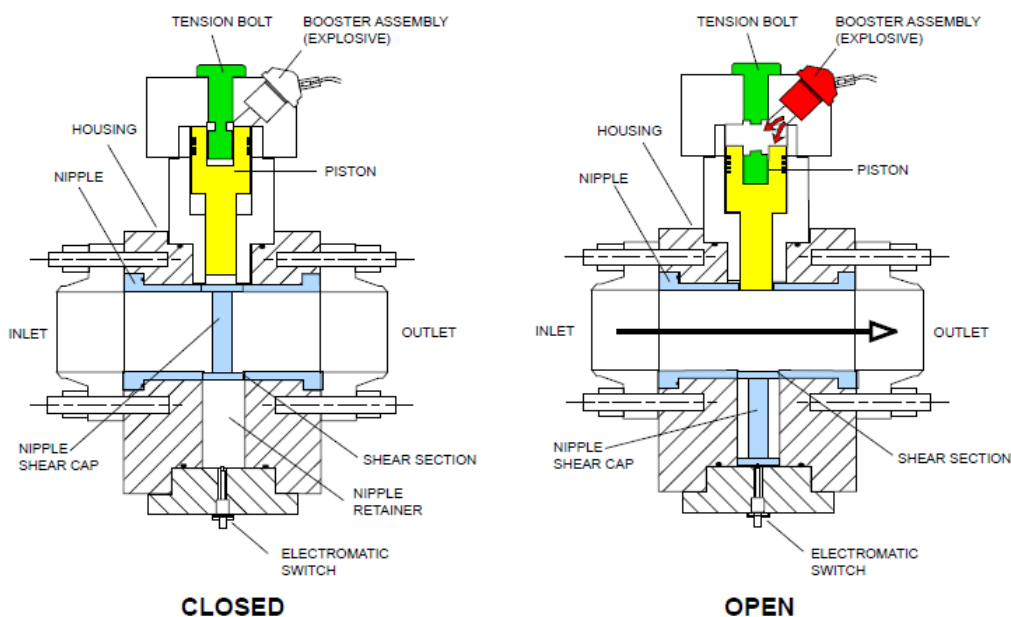


Rysunek 2 System grawitacyjnego chłodzenia reaktora typu ESBWR [10]

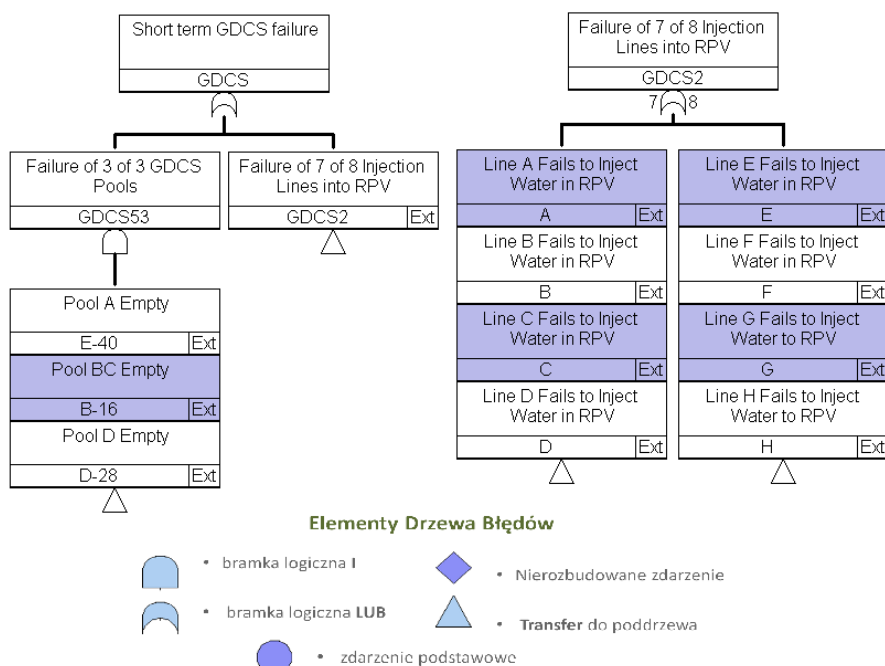
W układzie GDSCS zostały zastosowane zawory wybuchowe (ang. *Squib Valve*) charakteryzujące się wysoką niezawodnością oraz krótkim czasem uruchamiania. Podczas normalnego trybu pracy reaktora pozostają zamknięte (Rys. 3) i są otwierane jedynie w przypadku awarii [9, 10, 13]. Otwarcie zaworów odbywa się poprzez wybuch materiału pirotechnicznego w wyniku podania sygnału elektrycznego z układu sterowania DCIS (ang. *Distributed Control and Information System*). Po uruchomieniu zaworu wybuchowego wymagana jest jego renowacja w celu przywrócenia jego pełnej funkcjonalności.

## 5. MODEL UKŁADU GDSCS W PROGRAMIE SAPHIRE

Do przygotowania drzewa błędów krótkoterminowego systemu bezpieczeństwa układu GDSCS reaktora ESBWR posłużono się programem SAPHIRE opracowanym przez Idaho National Laboratory dla U.S. NRC [7, 9, 11, 14, 15]. Pełne drzewo błędów układu zawiera 406 zdarzeń podstawowych i 122 bramki logiczne. Dlatego też w niniejszej pracy przedstawiono na rysunkach 4-7 tylko wybrane fragmenty drzewa błędów.



Rysunek 3 Zawór wybuchowy



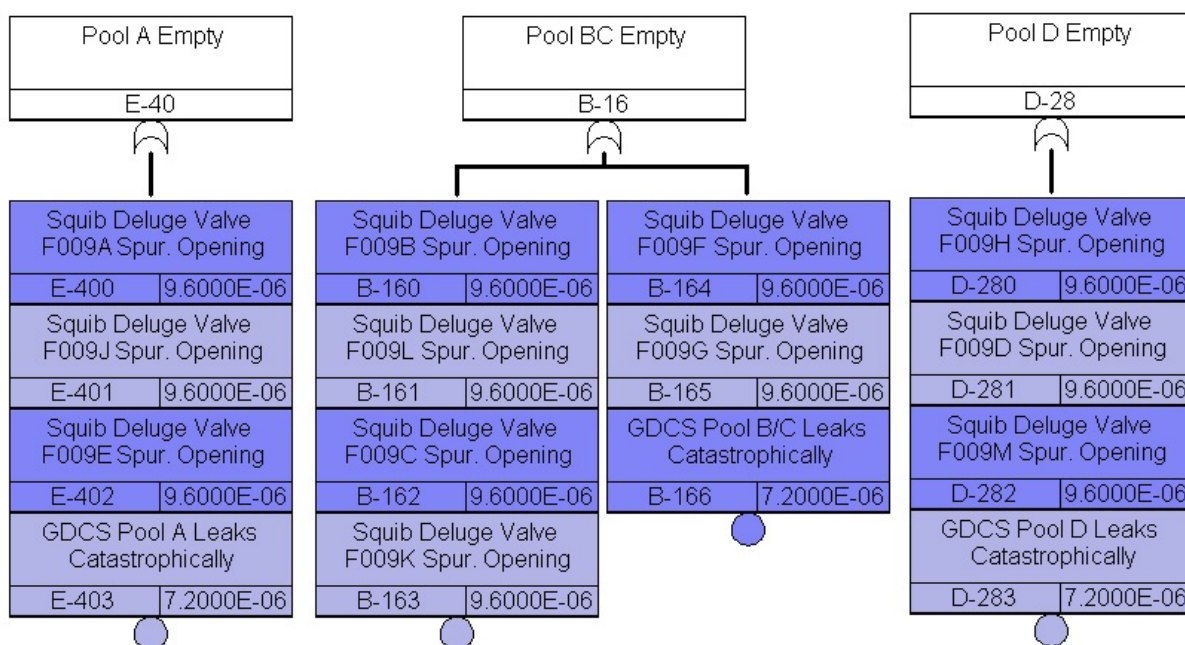
Rysunek 4 Drzewo błędów systemu GDSCS

Drzewo błędów pokazane na Rysunku 4 przedstawia, w jaki sposób system GDCS może ulec awarii. Może być ona spowodowana poprzez równoczesną awarię wszystkich trzech basenów (A, BC, D) lub przez niesprawność siedmiu z ośmiu linii (linie A-H) wtrysku do zbiornika reaktora (RPV, ang. *Reactor Pressure Vessel*).

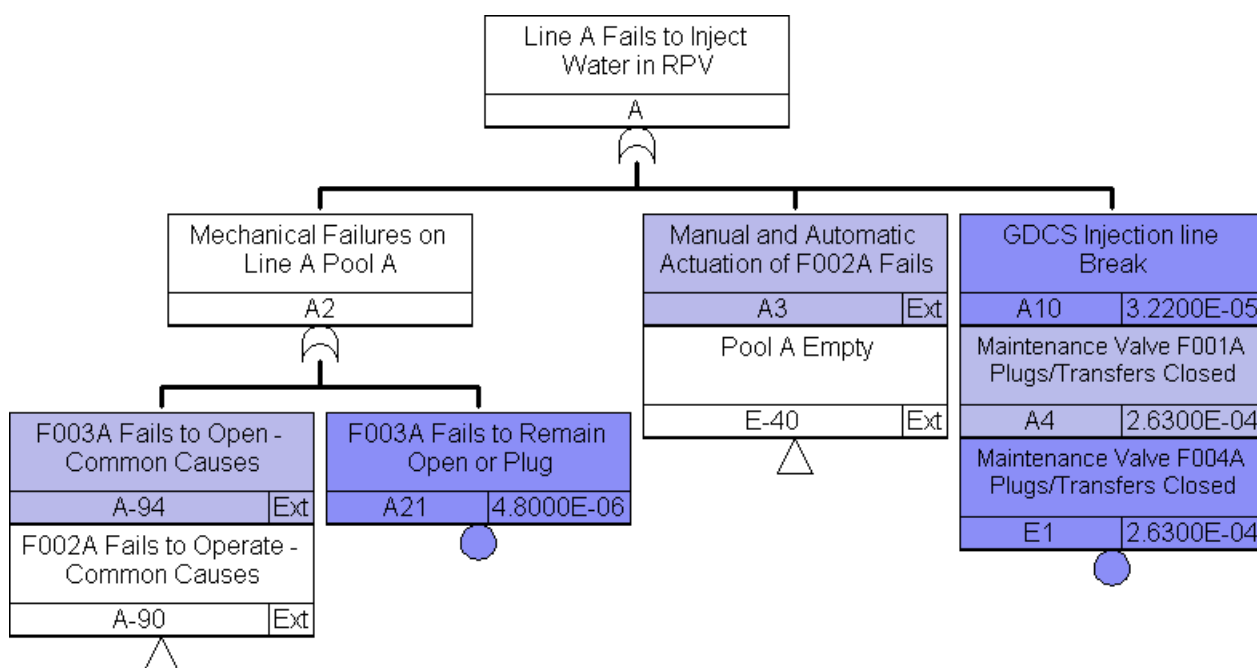
Na Rysunku 5 przedstawione są drzewa błędów dla basenów A, BC i D (basen jest opróżniony). Wynika z nich, że usterka np. basenu A może wystąpić poprzez znaczny wyciek wody z nieszczelnego basenu (zdarzenie E-403) lub poprzez nie-

pożądane otwarcie jednego z zaworów wybuchowych (zdarzenia E-400 – E-402).

Rysunek 6 przedstawia przykładowe drzewo błędów dla awarii linii wtrysku A. Przyczyną nieprawidłowego działania linii wtrysku mogą być mechaniczne usterki na linii (grupa zdarzeń A2), rozerwanie jej (zdarzenie A10), niepowodzenie manualnego i automatycznego uruchomienia zaworu wybuchowego (zdarzenie A3), pozostawienie zaworów serwisowych w stanie zamkniętym (zdarzenie A4 oraz E1) lub opróżniony basen (zdarzenie E-40).

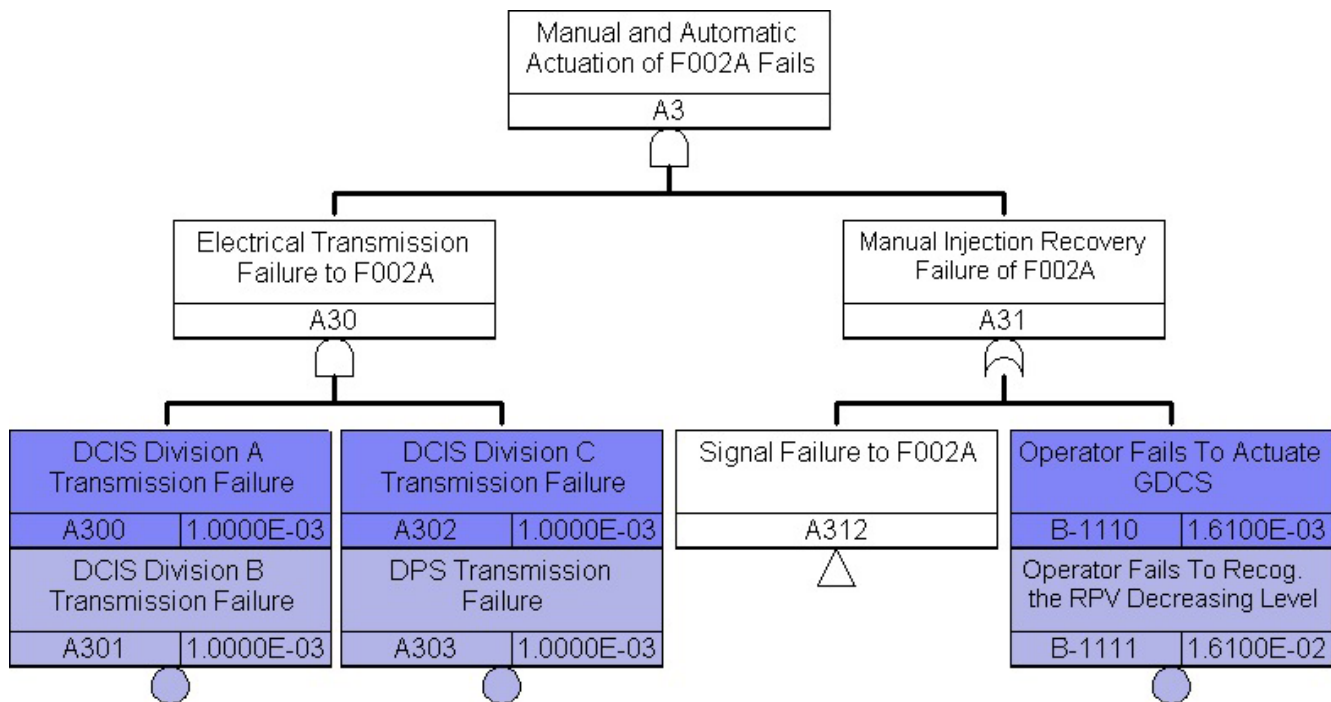


Rysunek 5 Drzewo błędów systemu GDCS (kontynuacja)



Rysunek 6 Awaria linii A systemu GDCS



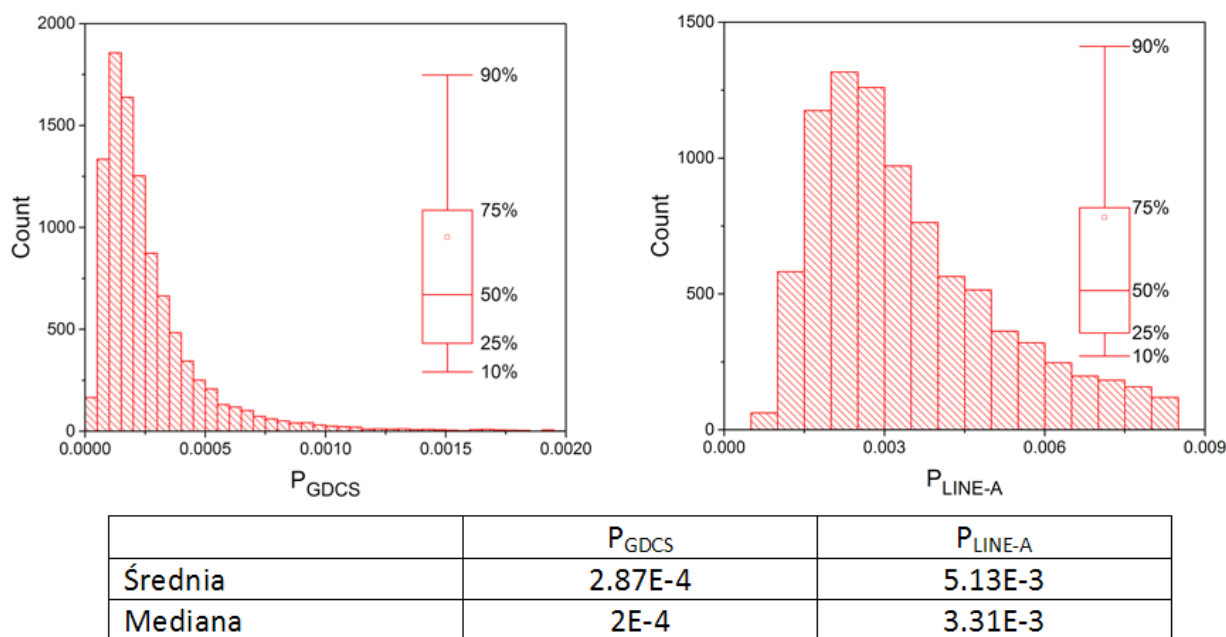


Rysunek 7 Awaria linii A systemu GDCS (kontynuacja)

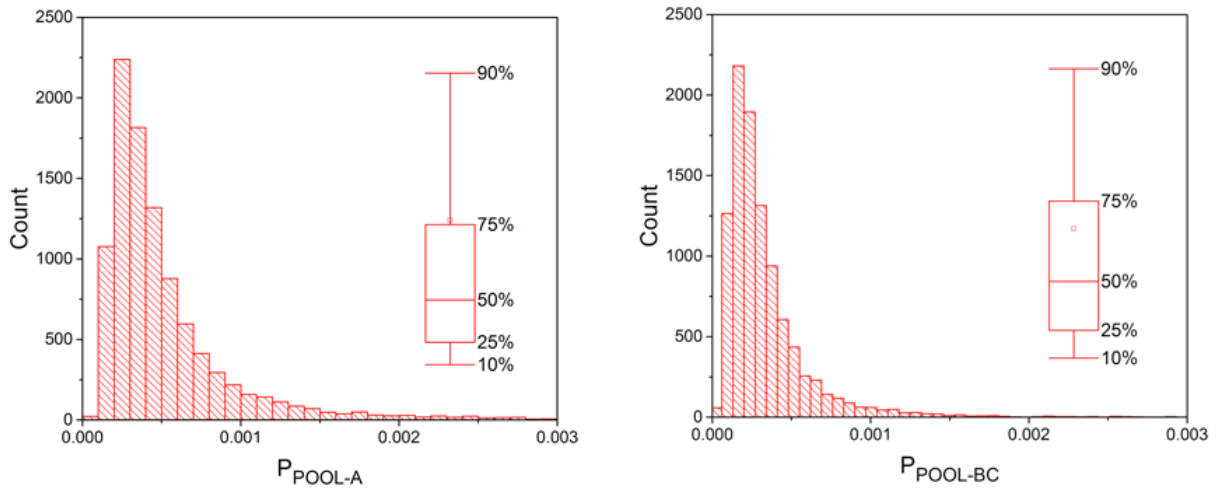
Na Rysunku 7 przedstawiono rozwinięcie poddrzewka zdarzenia A3.

Algorytm obliczeń metody PSA z wykorzystaniem programu SAPHIRE składa się z kilku etapów. W pierwszym kroku do każdego elementarnego zdarzenia z drzewa błędów (np. awaria zaworu, rozszczelnienie linii itd.) przypisane jest, na podstawie bazy danych udostępnionej przez U.S. NRC, bazowe prawdopodobieństwo awarii. W kolejnym kroku, podczas symulacji metodą Monte Carlo, losowany jest współczynnik uszkodzenia

(EF, ang. *error factor*), a następnie na podstawie jego wartości oraz bazowej wartości prawdopodobieństwa awarii ustalane jest finalne prawdopodobieństwo wystąpienia elementarnego zdarzenia. Ostatnim etapem obliczeń jest logiczna analiza drzewa błędów określająca prawdopodobieństwo awarii całego systemu. Wielokrotne przeprowadzenie powyższego algorytmu umożliwia uzyskanie rozkładu prawdopodobieństwa awarii systemu, co przedstawiono na Rysunkach 8-9 [7].



Rysunek 8 Rozkład prawdopodobieństwa awarii w fazie wtrysku ( $P_{GDCS}$ ) oraz prawdopodobieństwa awarii pojedynczej linii ( $P_{LINE-A}$ )



	$P_{\text{POOL-A}}$	$P_{\text{POOL-BC}}$
Średnia	6.32E-4	3.47E-4
Mediana	3.91E-4	2.54E-4

**Rysunek 9** Rozkład prawdopodobieństwa awarii dwóch redundantnych linii z wspólnym basenem ( $P_{\text{POOL-A}}$ ) i czterech redundantnych linii z wspólnym basenem ( $P_{\text{POOL-BC}}$ )

Na Rysunkach 8 i 9 przedstawiono rozkład prawdopodobieństwa awarii systemu oraz wybranych jego elementów w przypadku 10 000 losowań. Na osi odciętych przedstawione jest prawdopodobieństwo wystąpienia awarii danego systemu lub podsystemu, a na osi rzędnych liczba zliczeń wystąpienia danego prawdopodobieństwa. Analizy wykazały, że prawdopodobieństwo uszkodzenia układu GDCS w fazie wtrysku wynosi  $2 \cdot 10^{-4}$  1/rok. Niska wartość prawdopodobieństwa została osiągnięta poprzez ograniczenie liczby urządzeń pomocniczych (np. pomp) oraz zwielokrotnienie podukładów (tj. 3 baseny, 8 linii zasilających).

## 6. WNIOSKI

PSA jest metodą powszechnie używaną na całym świecie podczas licencjonowania obiektów jądrowych. Główną jej zaletą jest możliwość określenia prawdopodobieństwa uszkodzenia wybranego systemu oraz oszacowania prawdopodobieństwa uszkodzenia rdzenia. Dodatkowo pozwala zrozumieć, jakie czynniki/elementy wnoszą największy wkład w prawdopodobieństwo zaistnienia awarii. W prawdopodobieństwie awarii pojedynczej linii GDCS ( $P_{\text{LINE-A}}$ ) największy wkład wnoszą zdarzenia podstawowe związane z zaworami serwisowymi.

## LITERATURA

- [1] Nusbaumer O., Introduction to Probabilistic Safety Assessments (PSA).
- [2] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Procedures For Conducting Probabilistic Safety Assessments Of Nuclear Power Plants, Safety Series No. 50-P-8, Vienna (1995).
- [3] U.S. Nuclear Regulatory Commission, Reactor Safety Study, An assessment of accident risks in U.S. Commercial Power Plants, NUREG 75/014.
- [4] U.S. Nuclear Regulatory Commission, Risk Assessment Review Group Report, NUREG/CR-0400.
- [5] Ustawa z dnia 29 listopada 2000 r. – Prawo atomowe, Dz.U.2017.0.576.
- [6] GE Hitachi, The ESBWR Plant General Description, 2011.

- [7] Idaho National Laboratory, SAPHIRE v.8 User's Guide.
- [8] GE Hitachi, ESBWR Passive Safety Fact Sheet, 2011.
- [9] Multinational Design Evaluation Programme, The design and use of explosive-actuated (squib) valves in nuclear power plants, 2010.
- [10] GE Nuclear Energy, ESBWR Design Description, NEDC-33084 – Document Transmittal for Pre-Application Review of ESBWR, 2002.
- [11] Hinds D., Maslak Ch., Next-generation nuclear energy: The ESBWR, 2006.
- [12] Bilbao Y Leon S., Natural Circulation Phenomena for Passive Safety Systems of Advanced Water Cooled Reactors, IAEA/ICTP Workshop on Nuclear Reactor Data for Advanced Reactor Technologies ICTP, Trieste, May 3-14, 2010.
- [13] Fries D., Tietsch W., AP1000 Nuclear Power Plant – Passive Safety System Actuation using Explosively Opening “Squib Valve”, International Conference on Opportunities and Challenges for Water Cooled Reactors in the 21<sup>st</sup> Century, Vienna, 27<sup>th</sup>-30<sup>th</sup> October 2009.
- [14] U.S. NRC, Industry-Average Performance for Components And Initiating Events at U.S. Commercial Nuclear Power Plants (NUREG/CR-6928), 2007.
- [15] U.S. NRC, Industry Average Parameters Estimates, Component Reliability, 2015.