

POLITECHNIKA WARSZAWSKA

DYSCYPLINA NAUKOWA INŻYNIERIA ŚRODOWISKA, GÓRNICTWO I
ENERGETYKA
DZIEDZINA NAUK INŻYNIERYJNO-TECHNICZNYCH

Rozprawa doktorska

mgr inż. Jacek Kałowski

**Zastosowanie metod probabilistycznych w klasyfikacji systemów,
elementów konstrukcji i wyposażenia reaktora badawczego**

MARIA

Promotor

dr hab. inż. Rafał Laskowski, profesor uczelni

Promotor pomocniczy

dr inż. Karol Kowal

WARSZAWA 2025

PODZIĘKOWANIA

Chciałbym podziękować mojemu Promotorowi prof. Politechniki Warszawskiej dr. hab. inż.

Rafałowi Laskowskiemu, za zaufanie i gotowość do pomocy w każdym momencie.

Serdecznie dziękuję Promotorowi pomocniczemu dr. inż. Karolowi Kowalowi za rady i

ogromną pomoc w publikacji wyników uzyskanych w ramach prac nad doktoratem.

Dziękuję pracownikom i kierownictwu reaktora MARIA: Pawłowi Nowakowskiemu i

Aleksandrze Niepokólczyckiej-Fenik za pomoc w uzyskaniu kluczowych dla doktoratu danych.

Bardzo dziękuję kolegom z grupy MANHAZ: dr. Aleksejowi Kaszko za bezcenne rady i

pracę wykonaną dla reaktora MARIA, którą kontynuowałem, oraz

mojemu przełożonemu dr. Sławomirowi Potempskiemu za jego rady i wsparcie.

Pragnę osobno wyrazić wdzięczność mojej Żonie, Dzieciom i Rodzicom za inspirację i czas,

który mogłem poświęcić pracy nad doktoratem, a który im się należał.

STRESZCZENIE

Klasyfikacja bezpieczeństwa systemów, elementów konstrukcji i wyposażenia jest kluczowym dla projektu reaktora jądrowego podsumowaniem jego elementów składowych i ich znaczenia dla bezpieczeństwa jądrowego. W tej pracy sformułowano procedurę klasyfikacji bezpieczeństwa dla reaktorów badawczych, które stanowią odmienną i bardziej wymagającą w obszarze analitycznym kategorię obiektów jądrowych niż reaktory energetyczne. Szczególny nacisk położono na analizy probabilistyczne, które nie były dotychczas w literaturze tematu dostatecznie opisane. Autor wyjaśnia podstawowe założenia analiz probabilistycznych, metodę uwzględniania ich wyników w procesie klasyfikacji bezpieczeństwa oraz proponuje rozszerzenie dotychczas stosowanej metodologii, które dokładniej odwzorowuje ryzyko eksploatacyjne uniwersalnych funkcji bezpieczeństwa reaktora. Proponowana procedura jest zgodna z normami Międzynarodowej Agencji Energii Atomowej oraz z wymogami polskiego prawa i wykorzystana została w procesie klasyfikacji reaktora badawczego MARIA. W pracy wykorzystano dane historyczne z eksploatacji reaktora MARIA jako dane wejściowe do probabilistycznych analiz bezpieczeństwa. Porównano wspomniane dane historyczne do bazy danych reaktorów badawczych MAEA oraz bazy danych przemysłu jądrowego US NRC. Autor proponuje metodę integracji baz danych w celu wyłonienia źródła danych wejściowych optymalnego dla procesu klasyfikacji i analiz bezpieczeństwa reaktora badawczego.

Słowa kluczowe: klasyfikacja bezpieczeństwa, reaktory badawcze, analiza PSA, analiza PRA

SUMMARY

The safety classification of structures, systems and components (SSC) in a nuclear reactor project is a key summary of their importance for nuclear safety. This thesis presents a safety classification procedure for research reactors, which is a different and more analytically demanding category of nuclear facilities than nuclear power plants. The focus is on probabilistic analyses, which have not yet been sufficiently described in the subject literature. The author explains the basic assumptions of probabilistic analyses, the method of incorporating their results into the safety classification process and proposes an extension of the methodology used so far that more accurately represents the operational risk of universal safety functions in a nuclear reactor. The proposed procedure is compatible with International Atomic Energy Agency recommendations and with the requirements of Polish law. It was used in the classification process of the MARIA research reactor. In the thesis, historical data from the operation of MARIA reactor is used in the review of input data sources for probabilistic safety analyses, in comparison with the IAEA research reactor database and the US NRC nuclear industry database. The author proposes a method to integrate the databases in order to create the input data source optimal for the safety analyses and classification of the research reactor.

Keywords: safety classification, SSC classification, research reactors, PSA, PRA

SPIS TREŚCI

Streszczenie	5
Summary	6
Słownik skrótów	9
1 Wprowadzenie	11
1.1 Klasyfikacja bezpieczeństwa reaktora MARIA	14
1.2 Charakterystyka reaktora badawczego MARIA	16
2 Analiza tematu	23
2.1 Analiza semantyczna tytułu rozprawy	23
2.2 Problem naukowy	24
2.3 Hipoteza	26
2.4 Cele pracy	27
3 Aktualny stan wiedzy	28
3.1 Bezpieczeństwo jądrowe	28
3.2 Proces klasyfikacji SEKW	32
3.3 Metodyka PSA	34
4 Procedura Klasyfikacji Bezpieczeństwa	37
4.1 Opracowanie procedury z umiejscowieniem analiz probabilistycznych	37
4.1.1 Stany obiektu jądrowego	37
4.1.2 Funkcje bezpieczeństwa i rozwiązania projektowe	38
4.1.3 Kategoryzacja funkcji bezpieczeństwa	38
4.1.4 Analiza konsekwencji	39
4.1.5 Analizy probabilistyczne	39
4.1.6 Macierz kategoryzacji funkcji bezpieczeństwa	42
4.1.7 Model zależności od prawdopodobieństwa	44
4.1.8 Modyfikacja procedury MAEA dla reaktorów badawczych	45
4.1.9 Klasyfikacja bezpieczeństwa SEKW	46

4.1.10	Schemat procedury klasyfikacji bezpieczeństwa SEKW	47
4.2	Klasyfikacja bezpieczeństwa reaktora MARIA.....	49
5	Modelowanie probabilistyczne	52
5.1	Rozwój modeli PSA reaktora MARIA	52
5.2	Analiza i integracja źródeł danych wejściowych	54
5.2.1	Dane historyczne reaktora MARIA.....	55
5.2.2	Zastosowane modele probabilistyczne	56
5.2.3	Identyfikacja próby statystycznej dla urządzeń reaktora	58
5.2.4	Procedura porównawcza	59
5.2.5	Analiza pomp głównych.....	61
5.2.6	Analiza wymienników ciepła	63
5.2.7	Analiza wentylatorów	65
5.2.8	Wyniki porównania baz danych	66
5.2.9	Zaawansowane metody analizy danych historycznych.....	68
5.2.10	Integracja źródeł danych wejściowych.....	77
5.2.11	Rekomendacje dotyczące wyboru źródła danych wejściowych.....	80
5.3	Porównanie zastosowania różnych źródeł w modelach PSA	81
5.4	Ocena wpływu na wyniki procedury klasyfikacji	83
6	Podsumowanie	86
	Bibliografia.....	87
	Załącznik A	90

SŁOWNIK SKRÓTÓW

AP	Awaria Projektowa
MAEA	Międzynarodowa Agencja Energii Atomowej
NCBJ	Narodowe Centrum Badań Jądrowych
NHPP	ang. Non-homogeneous Poisson Process - Niejednorodny Proces Poissona
PAA	Państwowa Agencja Atomistyki
PRA	ang. Probabilistic Risk Assessment - Probabilistyczna Analiza Ryzyka
PSA	ang. Probabilistic Safety Assessment – Probabilistyczna Analiza Bezpieczeństwa
PZE	Przewidywane Zdarzenie Eksploatacyjne
PZI	Przewidywane Zdarzenie Inicjujące
RWP	Rozszerzone Warunki Projektowe
SEKW	Systemy, Elementy konstrukcji i Wyposażenia
SSC	ang. Systems, Structures and Components
US NRC	ang. United States Nuclear Regulatory Commission

1 WPROWADZENIE

Rzeczywistość energetyki jądrowej w XX wieku porównać można do najistotniejszych zdarzeń w historii ludzkości, takich jak wynalezienie koła czy pisma. Historycy często używają sformułowania „ujarzmienie atomu” w opisach odkryć i zdarzeń, które doprowadziły do budowy pierwszej bomby atomowej, a potem do powstania pierwszych reaktorów energetycznych. Jest to także wykorzystanie paliwa kopalnego o największej gęstości energii, które można znaleźć na naszej planecie, czyli uranu. Co istotne, Uran jest obecny w płaszczu ziemskim w ilościach wystarczających do zaspokojenia rosnących potrzeb ludzkości. W dodatku jego wykorzystanie do produkcji energii nie pociąga za sobą zanieczyszczenia atmosfery.

Energetyka jądrowa rozwijała się w cieniu Zimnej Wojny, nierozdzielnie związana z kwestiami produkcji materiałów do produkcji broni jądrowej i kojarzona z wizją zagłady ludzkości spowodowanej wymianą ciosów przez mocarstwa atomowe. Presja posiadania własnej broni jądrowej, aby uniknąć zagłady z rąk nieprzyjawnego państwa tą bronią posiadającego wydawała się nie do powstrzymania. Zgodnie z tymi przewidywaniami w drugiej połowie XX wieku broń jądrowa trafiała regularnie do arsenałów nowych państw. Pomimo tego, zaistniało międzynarodowe porozumienie, którego owocem jest powstanie przy Organizacji Narodów Zjednoczonych w 1957 r. niezależnej, Międzynarodowej Agencji Energii Atomowej (MAEA).

Misją MAEA od początku jej istnienia jest ograniczanie rozprzestrzeniania broni jądrowej, co znajduje wyraz w praktyce przeprowadzania inspekcji istniejących obiektów jądrowych w celu sprawdzenia ich cywilnego charakteru. Jednocześnie rozwija wiele programów wspierających rozwój technologii jądrowych na użytek cywilny np. tworzenie repozytorium wiedzy na temat projektowania i bezpiecznej eksploatacji reaktorów i forum wymiany doświadczeń dla specjalistów z państw członkowskich, stworzenie rezerwy nisko wzbogaconego paliwa dla elektrowni czy wspieranie rozwoju radioterapii. Jedną z istotnych sfer działalności MAEA jest tworzenie norm dla przemysłu jądrowego i innych dokumentów propagujących użycie najlepszych procedur i praktyk we wszystkich obszarach działalności człowieka związanych z występowaniem promieniowania jonizującego.

Energetyka jądrowa jest dziedziną działalności ludzkiej, gdzie największy nacisk kładzie się na zapewnienie bezpieczeństwa. Jest to związane ze skalą potencjalnych szkód wywołanych przez awarię reaktora jądrowego. Awarie o poważnych konsekwencjach są niezwykle rzadkie. Są jednak głośne medialnie i mocno oddziałują na wyobraźnię odbiorców środków masowego przekazu. Jest to z pewnością związane z publicznym odbiorem zagrożenia stwarzanego przez promieniowanie jonizujące, które jest niewidoczne gołym okiem i przywołuje skojarzenia z bronią jądrową. Pierwszym zdarzeniem z poważnymi konsekwencjami, które miało znaczący wpływ na postrzeganie energetyki jądrowej była awaria elektrowni Three Mile Island w 1979 roku, która przyczyniła się do zatrzymania rozwoju tej branży w Stanach Zjednoczonych. Zdarzenie to polegało na serii następujących po sobie awarii urządzeń reaktora, które spowodowały wypadek z ucieczką chłodziwa (ang. LOCA – Loss of Coolant Accident), częściowe stopienie rdzenia i uwolnienie radioaktywnych gazów do atmosfery.

Kolejną i największą dotychczas awarią elektrowni jądrowej był katastrofa w Czarnobylu w roku 1986, która była punktem zwrotnym w rozwoju energetyki jądrowej w wielu państwach. Podczas testów reaktora numer cztery doszło do wybuchu wodoru w rdzeniu, który spowodował rozerwanie kopuły reaktora, pożar i uwolnienie chmury radioaktywnych gazów do atmosfery. Katastrofa spowodowała ogólnoświatowy wzrost obaw o bezpieczeństwo reaktorów energetycznych, czego rezultaty można obserwować obecnie np. w Niemczech, które po wieloletniej politycznej kampanii przeciwko energetyce jądrowej, w kwietniu 2024 r. zatrzymały ostatnie pracujące reaktory energetyczne.

Przyczyniła się do tego także katastrofa w Fukushima w 2011 roku, spowodowana jednoczesnym wystąpieniem trzęsienia ziemi i fali tsunami, która uszkodziła sieć zasilania elektrowni Fukushima Daiichi oraz zniszczyła większość urządzeń zasilania awaryjnego. Brak wymuszonego chłodzenia spowodował uszkodzenie paliwa w czterech reaktorach, uszkodzenie ich obudowy bezpieczeństwa przez eksplozje wodoru i uwolnienie substancji radioaktywnych do atmosfery a także skażenie przez wycieki chłodziwa wód gruntowych (i w efekcie także wody morskiej).

Pomimo poważnych konsekwencji omawianych wyżej wypadków, prawdopodobieństwo zdarzeń o podobnej skali jest bardzo niskie w eksploatowanych obecnie reaktorach. Dlatego w porównaniu całłościowym (obejmującym także pozyskiwanie paliw i obsługę techniczną) energetyka jądrowa pozostaje najbezpieczniejszym sposobem wytwarzania energii elektrycznej [1].

W cieniu reaktorów energetycznych pozostają reaktory badawcze, których obecnie w eksploatacji jest około 250, wg danych MAEA. Są to reaktory najróżniejszych konfiguracji i rozmiarów, których głównym celem są badania naukowe z wykorzystaniem promieniowania jonizującego. MAEA uznaje reaktory badawcze za odrębną, od stosowanych w elektrowniach jądrowych, kategorię reaktorów. Do tej grupy zalicza się stosy krytyczne i podkrytyczne a wyłącza się reaktory do napędu statków, odsalania wody morskiej czy ciepłownicze. Ze względu na niestandardową budowę i zadania oraz dodatkowy osprzęt naukowy, reaktory badawcze stanowią szczególne wyzwanie dla projektantów i operatorów. Jednocześnie ze względu na zwykle mniejsze moce, niższe temperatury i mniejszą ilość paliwa w rdzeniu, MAEA dopuszcza inne ich traktowanie przez regulatora (ang. grading approach) z zastrzeżeniem, że nie jest to obniżenie wymagań, ale wskazanie alternatywnych metod ich wypełnienia. Obecnie eksploatowana flota reaktorów badawczych wykorzystywana jest do realizacji zadań naukowych oraz do produkcji izotopów wykorzystywanych w medycynie. Typowe obszary badań naukowych to:

- a. Rozwój technologii reaktorowych i pomiarów promieniowania
- b. Badania nowych materiałów dla reaktorów jądrowych i zastosowań w fuzji jądrowej
- c. Zastosowania obrazowania neutronowego
- d. Domieszkowanie materiałów półprzewodnikowych
- e. Rozwój medycyny radiologicznej

Dodatkową i istotną funkcją reaktorów badawczych jest ich rola jako centra szkolenia operatorów reaktorów, dozymetrystów oraz innych specjalności przemysłu jądrowego.

Rozwój inżynierii jądrowej pociągał za sobą rozwój instytucji nadzorujących oraz metod analitycznych i norm technicznych mających zapewnić bezpieczną eksploatację reaktorów jądrowych. Branża energetyki jądrowej w Stanach Zjednoczonych w latach 70 była przemysłowym pionierem zastosowań narzędzi probabilistycznych w procesach projektowania i analizy bezpieczeństwa eksploatacji reaktorów. Jako przykład posłużyć może metoda drzew błędów (ang. fault tree analysis), opracowana w 1962 r. firmie Bell Laboratories na potrzeby analizy systemu kontroli startu pocisku balistycznego Minuteman I. W 1975 r. użyto jej w pierwszym upublicznionym raporcie na temat bezpieczeństwa reaktorów WASH-1400 [2], gdzie wykorzystano drzewa błędów i inne metody probabilistyczne do przedstawienia pełnego obrazu ryzyka eksploatacji reaktorów tj. połączenia deterministycznej analizy najpoważniejszych konsekwencji awarii i prawdopodobieństwa ich wystąpienia. Mimo, że raport był krytykowany za zbyt optymistyczne wnioski i dużą niepewność prezentowanych

wyników to dziś wiemy, że był krokiem we właściwą stronę i rozpoczął nowy etap badań, także w innych krajach, mających na celu zmniejszenie niepewności modeli w nim użytych. Rozpoczął on erę stosowania w amerykańskim przemyśle jądrowym narzędzi probabilistycznych pod wspólną nazwą PRA (ang. Probabilistic Risk Assessment).

Po wypadku w elektrowni Three Mile Island, regulator przemysłu jądrowego US NRC kontynuowało kierunek badawczy wyznaczony raportem WASH-1400 i korzystając z tych samych metod, uzupełniało braki w wiedzy na temat bezpieczeństwa reaktorów, m.in.:

- a. Czynniki ludzkie w przebiegu awarii i jego wymiar probabilistyczny
- b. Sejsmiczne zagrożenia dla elektrowni jądrowych w Stanach Zjednoczonych
- c. Lepsze zrozumienie konsekwencji poważnych wypadków z użyciem miar probabilistycznych

Po pożarze w elektrowni Browns Ferry w 1975 r. US NRC do powyższej listy dodało analizy pożarowe (ang. fire PRA).

W 1980 r. US NRC ponownie zleciło badanie bezpieczeństwa reaktorów energetycznych, którego wyniki podsumowano w raporcie NUREG-1150 [3]. Autorzy zastosowali techniki PRA i stwierdzili, na podstawie danych z 15 lat eksploatacji elektrowni jądrowych i reaktorów badawczych, że reaktory jądrowe są bezpieczniejsze niż to przedstawiono w badaniu WASH-1400. Ponadto zalecono stosowanie technik PRA w każdej sferze regulowanej przez dozór jądrowy.

MAEA wykorzystując doświadczenia US NRC propaguje metody probabilistycznej analizy bezpieczeństwa pod nazwą PSA (ang. Probabilistic Safety Assessment). Obie organizacje podejmują podobne inicjatywy mające na celu objaśnianie stosowania metod probabilistycznych i rozwijanie ich w celu lepszej reprezentacji i oceny ryzyka eksploatacji reaktorów jądrowych.

Niniejsza praca jest próbą osadzenia na gruncie polskiego prawa i kultury organizacyjnej najnowszych rekomendacji MAEA dla wykorzystania narzędzi probabilistycznych w procesie projektowania reaktorów jądrowych.

1.1 KLASYFIKACJA BEZPIECZEŃSTWA REAKTORA MARIA

Klasyfikacja bezpieczeństwa obiektu jądrowego to procedura, która ma na celu ustalenie znaczenia dla bezpieczeństwa jądrowego Systemów, Elementów konstrukcji i Wyposażenia

(SEKW) analizowanego obiektu. Znaczenie danego SEKW dla bezpieczeństwa jądowego wyraża klasa bezpieczeństwa, od której zależy poziom wymagań stawianych wobec:

- a. Procesu projektowania
- b. Niezawodności
- c. Jakości
- d. Procesu produkcji, instalacji lub budowy
- e. Procedur eksploatacyjnych
- f. Procedur testowych i obsługi technicznej

Wymóg klasyfikacji bezpieczeństwa Systemów, Elementów konstrukcji i Wyposażenia (SEKW) obiektu jądowego wprowadzono do polskiego prawa w ustawie Prawo Atomowe [4] z dnia 29 listopada 2000 roku. Wymóg ten nakłada obowiązek uwzględnienia w procesie klasyfikacji prawdopodobieństwa, że „klasyfikowany system lub element konstrukcji lub wyposażenia będą niezbędne dla wykonania wymaganej funkcji bezpieczeństwa.” Obowiązkiem tym, został przez Państwową Agencję Atomistyki (PAA) objęty również reaktor badawczy MARIA, pracujący w Narodowym Centrum Badań Jądowych (NCBJ) w Świerku. Reaktor MARIA, mimo że nie jest nowym obiektem, miała stać się pierwszym reaktorem w Polsce, dla którego wdrożono procedurę klasyfikacji bezpieczeństwa. Trzeba zaznaczyć, że MARIA jako jedyny reaktor jądowy w kraju jest często pierwszym obiektem wprowadzającym wszelkie nowe wymogi prawa dla reaktorów jądowych. Nadaje to szczególną wagę relacjom NCBJ i PAA, w których kształtuje się otoczenie regulacyjne dla przemysłu jądowego poprzez przełożenie wymogów prawa na praktyczne ich stosowanie.

MARIA jest jednak reaktorem badawczym, co ma znaczenie o tyle, że MAEA rozdziela w swoich normach czy poradnikach reaktory energetyczne od badawczych. Proces klasyfikacji bezpieczeństwa jest dosyć dobrze rozpoznany dla reaktorów energetycznych, których jest kilka podstawowych typów, o podobnej skali i bogatej historii eksploatacji a ich producenci aktualizują dokumentację o pojawiające się nowe wymogi MAEA. Wymogi polskiego prawa są w tym temacie wzorowane na wymogach dla reaktorów energetycznych.

Reaktory badawcze ze swej natury są bardziej różnorodne (budowa rdzenia, rodzaj chłodzenia, moderatora czy reflektora), mają szeroki zakres mocy termicznej rdzenia, różne tryby działania oraz dodatkowe systemy techniczne służące celom naukowym. Historia eksploatacji często obejmuje wiele lat – brakuje tu jednak efektu standaryzacji, który dostarcza zwielokrotnione informacje o rodzajach i częstotliwości awarii SEKW używanych w wielu reaktorach

energetycznych danego typu. Te różnice to istotny problem w bezpośrednim przeniesieniu procedur dla reaktorów energetycznych na obiekty badawcze.

Projekt klasyfikacji reaktora MARIA od początku musiał więc rozwiązać szereg problemów. Po pierwsze należało stworzyć projekt procedury klasyfikacji reaktora badawczego. Po drugie uzupełnić analizy deterministyczne awarii SEKW reaktora, które są podstawą procesu klasyfikacji. Po trzecie, należało przeprowadzić analizy probabilistyczne PSA (ang. Probabilistic Safety Assessment – probabilistycznej analizy bezpieczeństwa), które nie były nigdy wcześniej przeprowadzone dla polskiego reaktora i jedynie częściowo zrealizowane dla kilku reaktorów badawczych na świecie. Każde z tych zadań stanowiło wyzwanie naukowe i organizacyjne. Do ich podjęcia wyłoniono zespół składający się ze specjalistów z reaktora MARIA oraz pracowników Zakładu Energetyki Jądrowej i Analiz Środowiska NCBJ.

1.2 CHARAKTERYSTYKA REAKTORA BADAWCZEGO MARIA

Reaktor badawczy MARIA (Rysunek 1) został dokładnie opisany we wspólnej pracy zespołu reaktora [5]. Jest to jedyny będący w eksploatacji w Polsce reaktor jądrowy, zlokalizowany w Narodowym Centrum Badań Jądrowych w Świerku, 25 km od centrum Warszawy. Po raz pierwszy osiągnął krytyczność w 1974 r. Jego rdzeń ma 30 MW maksymalnej mocy cieplnej. Projekt to ulepszona pod kątem badań wersja projektu radzieckiego reaktora badawczego MR eksploatowanego w Instytucie Kurczatowa w Moskwie.



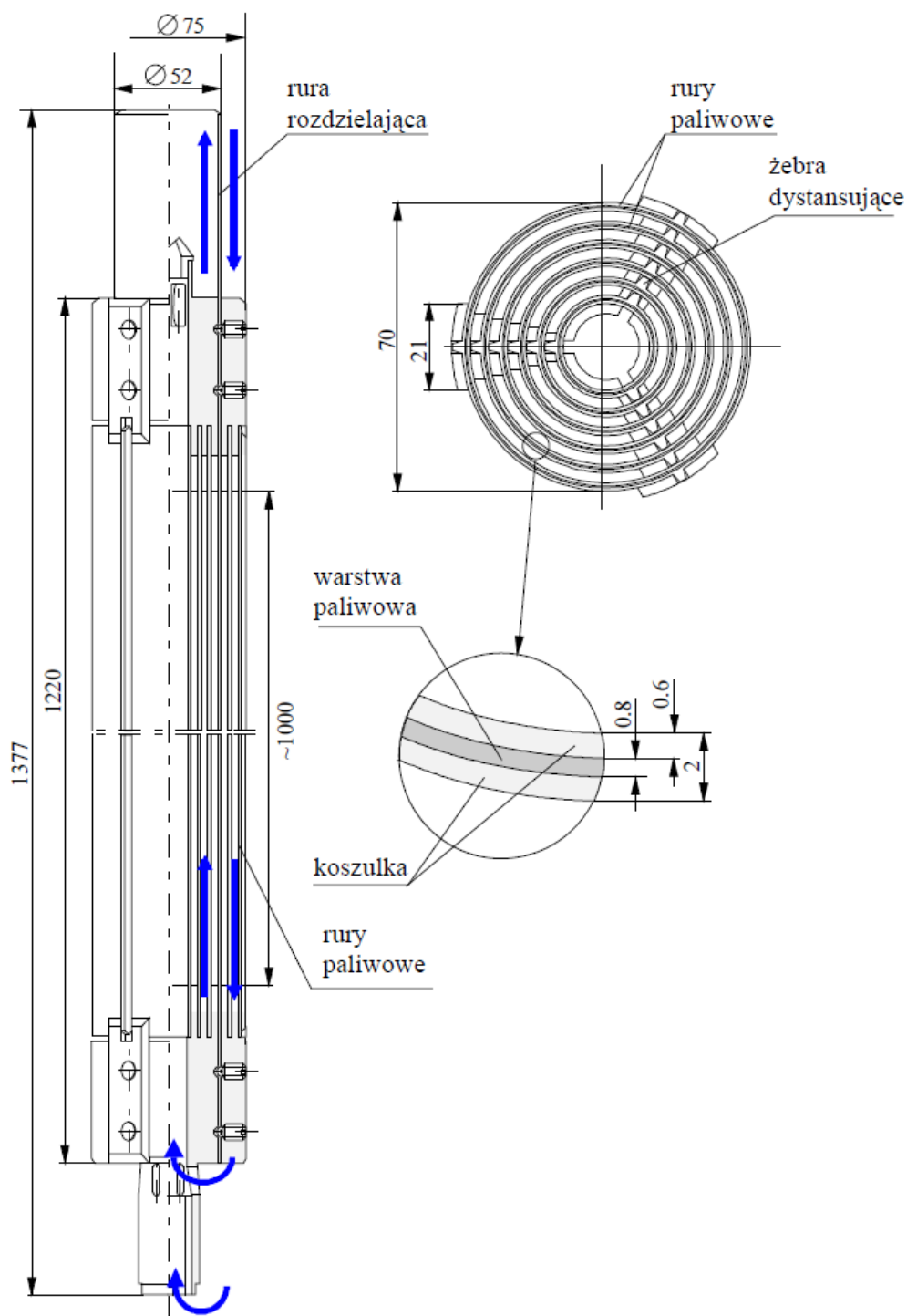
Rysunek 1. Reaktor MARIA w Świerku

MARIA jest wielozadaniowym reaktorem badawczym. Zadania naukowe realizowane przez kadrę reaktora to:

- a. napromienianie materiałów tarczowych do produkcji radioizotopów
- b. badania materiałowe i technologiczne
- c. neutronowe domieszkowanie materiałów półprzewodnikowych
- d. neutronowa modyfikacja materiałów
- e. badania fizyczne i z wykorzystaniem obrazowania neutronowego
- f. wykorzystanie wiązek neutronów dla celów medycznych
- g. szkolenia w zakresie fizyki i techniki reaktorowej

Reaktor MARIA jest także, istotnym dla zapotrzebowania w skali całego globu, producentem Molibdenu-99 - izotopu niezbędnego dla diagnostyki nowotworów.

Od roku 2015 rdzeń reaktora MARIA dostosowany jest do nisko wzbogaconego (prawie 20% ^{235}U) paliwa produkcji francuskiej (MC-5 zawierające U_3Si_2) lub rosyjskiej (MR-6 zawierające dyspersję UO_2 w aluminium). Elementy paliwowe mają postać koncentrycznych rur pokrytych koszulką aluminiową grubości 2 mm (Rysunek 2 poniżej). Długość elementu paliwowego to jeden metr.

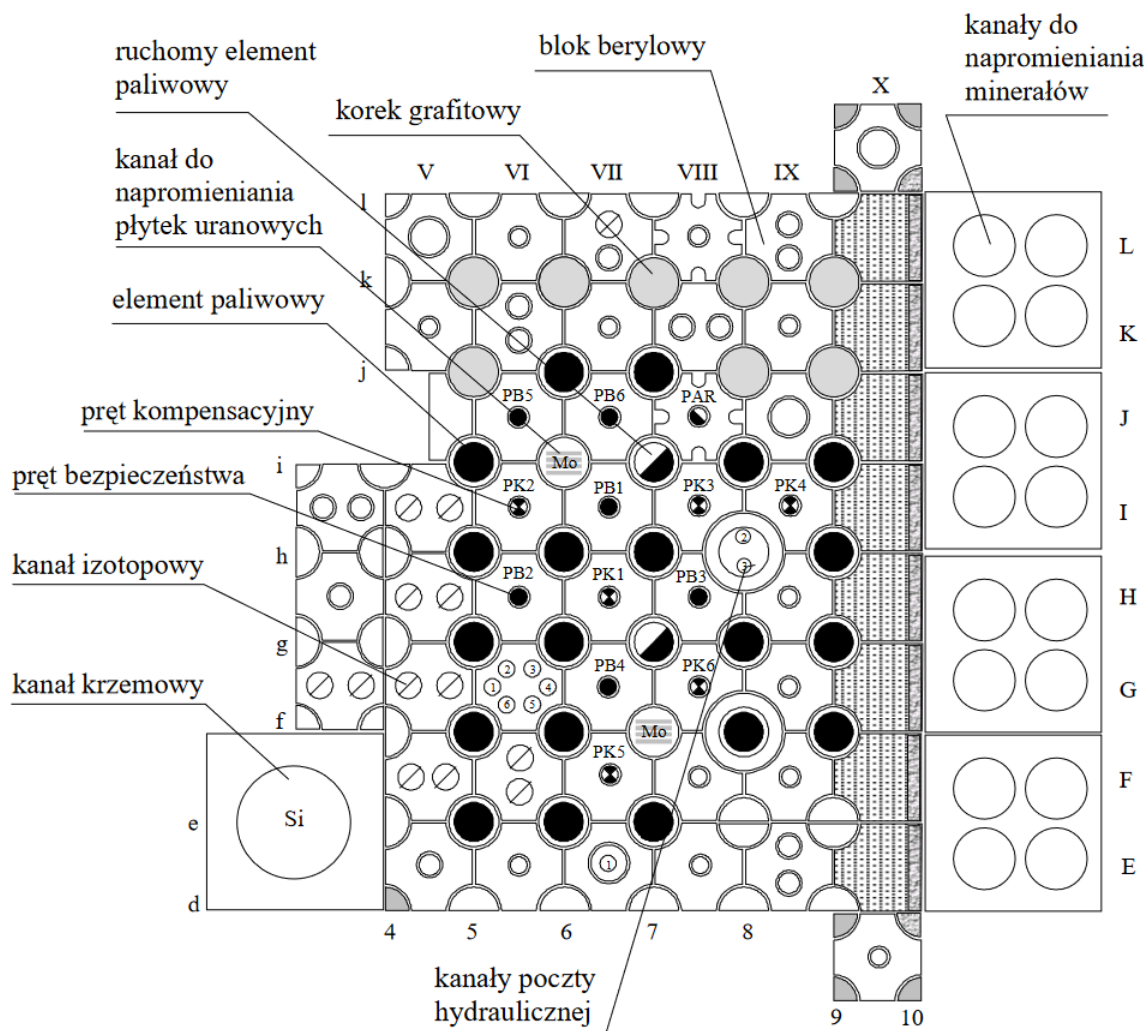


Rysunek 2. Schemat paliwa reaktora MARIA z zaznaczonym przepływem chłodziwa [6]

Elementy paliwowe umieszczone są w indywidualnych kanałach paliwowych podłączonych do rurociągu zbiorczego pierwotnego układu chłodzenia (Rysunek 5). Ze względu na wymagania napromienianych materiałów i wypalenie paliwa, przed każdym cyklem pracy reaktora (około 170 godzin pracy z mocą nominalną) następuje przeładunek paliwa.

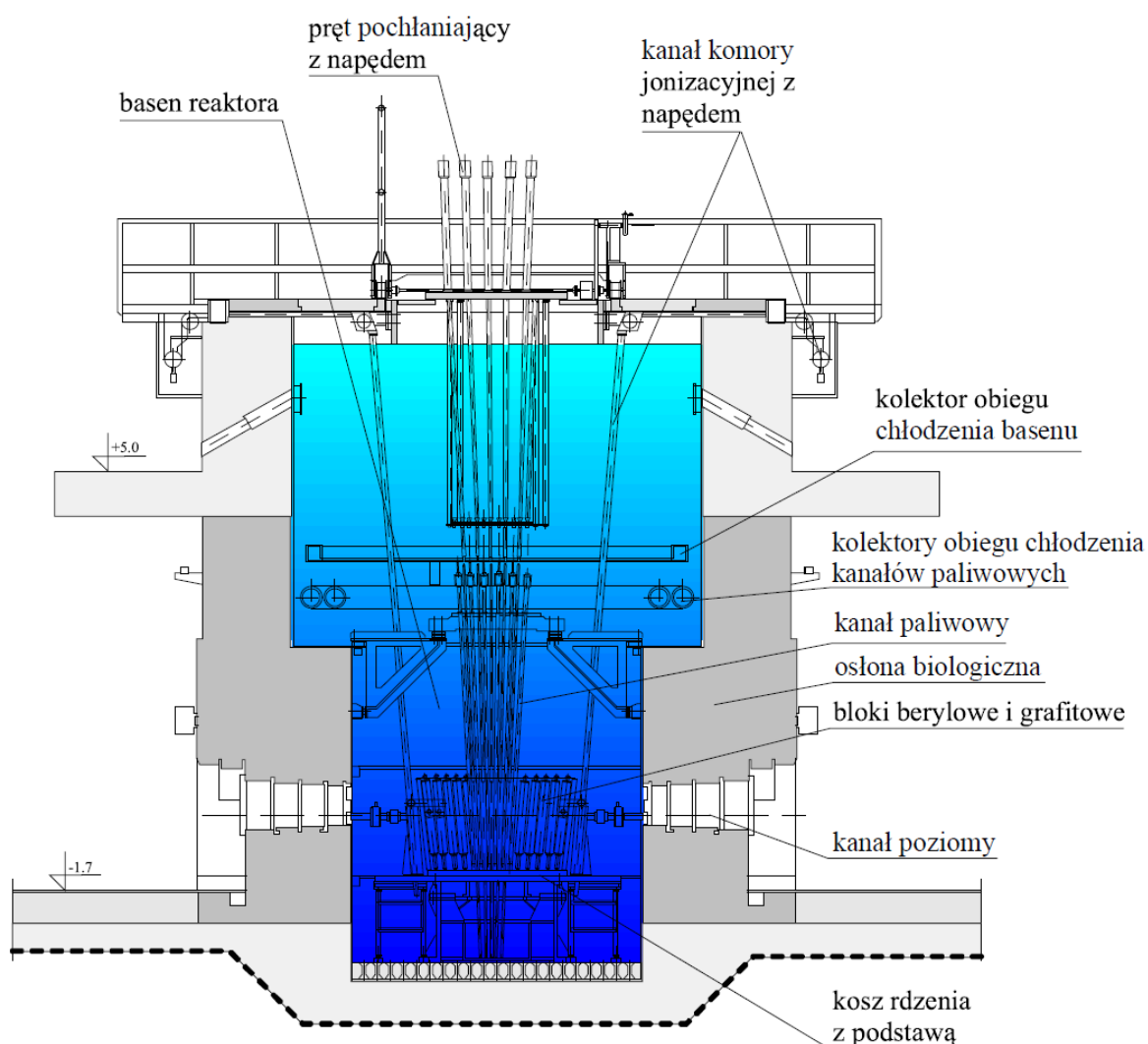
Rdzeń reaktora MARIA pokazano poniżej (Rysunek 3). Rdzeń ma konstrukcję modułową. Jego elementy mogą być przemieszczane, aby dostosować rdzeń do zadań produkcyjnych lub eksperymentalnych. Bloki tworzące rdzeń pełnią różne funkcje:

- zawierają elementy paliwowe
- zawierają kanały na pręty pochłaniające do kontroli reaktywności
- zawierają kanały do napromieniania próbek eksperymentalnych
- bloki berylowe pełnią funkcje moderatora
- bloki grafitowe w zewnętrznej części kosza pełnią funkcję reflektora
- w zewnętrznej części kosza znajdują się także urządzenia do napromieniania większych próbek



Rysunek 3. Przekrój poziomy rdzenia reaktora MARIA [6]

Przekrój pionowy basenu reaktora pokazano poniżej (Rysunek 4). Rdzeń reaktora MARIA zanurzony jest na głębokości 7 metrów w basenie reaktora, w wodzie która stanowi zarówno osłonę biologiczną, jest chłodziwem jak i pełni rolę moderatora (moderatozem są także bloki berylowe w rdzeniu). Woda w basenie reaktora chłodzona jest przez odrębny od kanałów paliwowych układ chłodzenia. Reflektorem są bloki grafitowe w koszulce aluminiowej otaczające rdzeń. W osłonie rdzenia pozostawiono otwory połączone z kanałami poziomymi prowadzącymi wiązkę neutronów do hali eksperymentów. Po bokach basenu reaktora osłonę przed promieniowaniem stanowi stalowa ściana basenu oraz ponad dwumetrowej grubości warstwa betonu. Ogranicza to dawkę promieniowania w hali eksperymentów do poziomu pozwalającego na bezpieczną pracę.

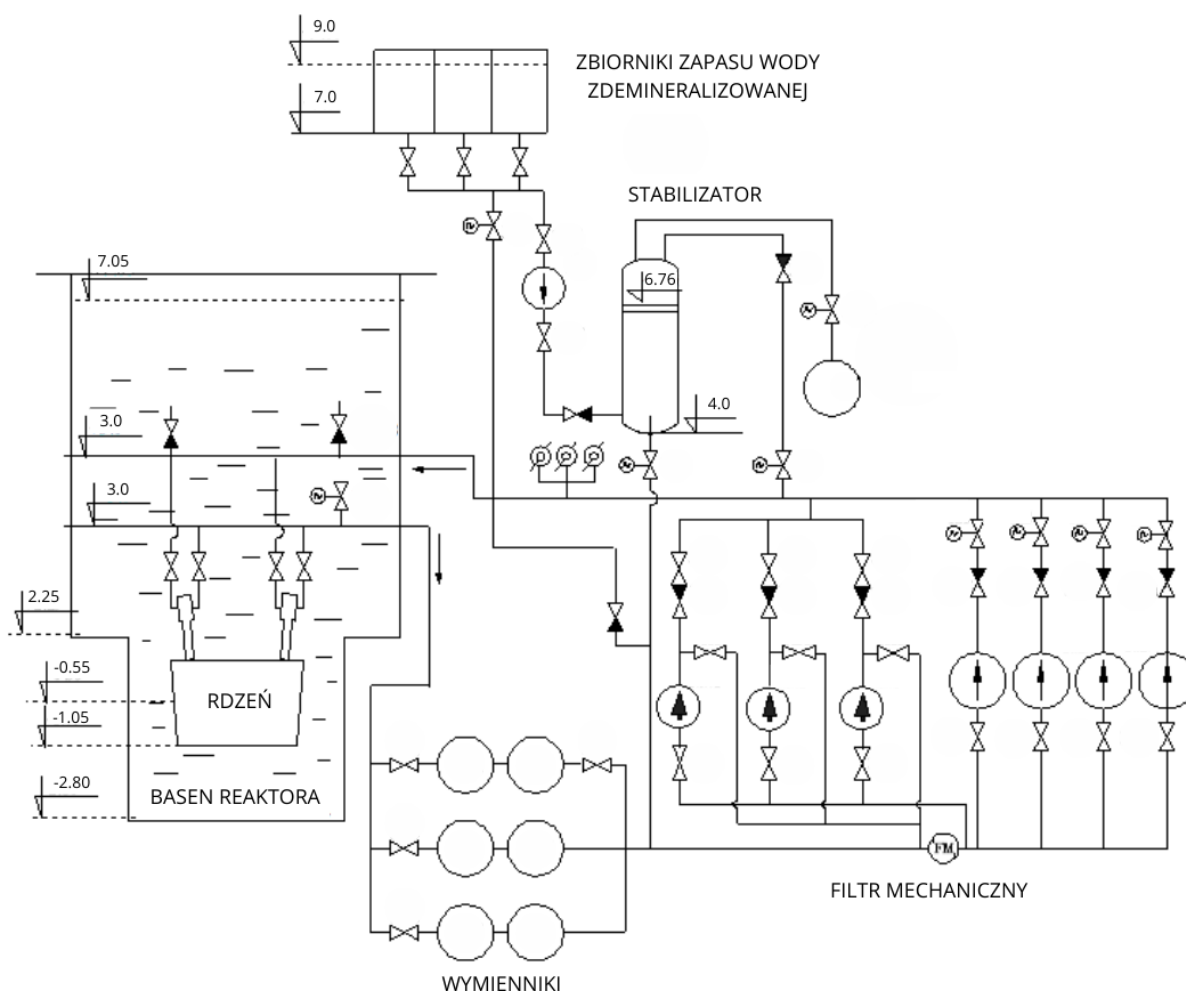


Rysunek 4. Przekrój pionowy bloku reaktora MARIA [6]

Układ chłodzenia reaktora MARIA to dwa oddzielne systemy:

- a) system chłodzenia kanałów paliwowych
- b) system chłodzenia basenu reaktora

System chłodzenia kanałów paliwowych składa się z pomp głównych, pomp powyłączeniowych, trzech linii wymienników ciepła oraz gazowego stabilizatora ciśnienia. Podczas pracy reaktora cyrkulację zapewniają dwie pompy główne (dwie dodatkowe pompy w rezerwie) a po wyłączeniu reaktora ich rolę przejmują dwie pompy powyłączeniowe (jedna dodatkowa pompa w rezerwie). Schemat układu do wymienników ciepła (strona pierwotna) pokazano niżej (Rysunek 5).



Rysunek 5. Schemat układu chłodzenia kanałów paliwowych - strona pierwotna (z dokumentacji reaktora MARIA)

System chłodzenia basenu reaktora służy do usuwania ciepła generowanego w wodzie, blokach reflektora oraz berylowych blokach moderatora. Woda z basenu zasysana jest przez kolektor

pod rdzeniem i stamtąd kierowana przez filtr do pomp i wymienników ciepła, skąd wraca do basenu.

Układ wtórny chłodzenia składa się podobnie jak pierwotne z pomp głównych i powyłączeniowych. Woda tłoczona jest do chłodni wentylatorowej, gdzie w trzech celach wentylatory chłodni (Rysunek 1 - budynek po lewej z trzema dyszami na dachu) wzmacniają wymianę ciepła, a cały proces wspomaga dodatkowo użycie zraszaczy.

Reaktor MARIA przechodził w historii swojej eksploatacji kilka poważnych remontów. Pierwszy generalny remont wykonany został na przełomie lat 80 i 90 podczas kilkuletniej przerwy w eksploatacji. W roku 1999, podpisano porozumienie między Rządem Rzeczypospolitej a Departamentem Energii USA pod nazwą: Program Redukcji Zagrożeń Globalnych (GTRI – ang. Global Threat Reduction Initiative). Porozumienie rozpoczęło proces przechodzenia na paliwo nisko wzbogacone (do 20% zawartości U^{235}), zakończony w roku 2014. W 2010 roku rozpoczął się proces odnowienia układu chłodzenia reaktora MARIA, przez stopniową wymianę wymienników ciepła, wymianę wentylatorów chłodni w 2012 r. i wymianę pomp głównych w 2014 r. W 2015 r. przeprowadzono modernizację układu zasilania awaryjnego a w 2017 r. zainstalowano czujniki temperatury wody chłodzącej na wyjściu z indywidualnych kanałów paliwowych będące istotnym ulepszeniem systemów bezpieczeństwa reaktora. W 2023 roku reaktor przechodził remont generalny polegający m.in. na modernizacji rozdzielni głównej i sterowni (Rysunek 6 poniżej).



Rysunek 6. Sterownia reaktora MARIA

2 ANALIZA TEMATU

2.1 ANALIZA SEMANTYCZNA TYTUŁU ROZPRAWY

Tytuł pracy: Zastosowanie metod probabilistycznych w klasyfikacji systemów, elementów konstrukcji i wyposażenia reaktora badawczego MARIA.

Omówienie tytułu warto zacząć od nazwy procedury będącej przedmiotem pracy tj. klasyfikacji systemów, elementów konstrukcji i wyposażenia. Jest to mocno zakorzeniona w przepisach i praktyce inżynierii jądrowej analiza projektu obiektu jądrowego, której celem jest identyfikacja znaczenia wszystkich składowych obiektu jądrowego (czyli systemów, elementów konstrukcji i wyposażenia) dla bezpieczeństwa jądrowego. Znaczenie to znajduje wyraz w nadanej danemu urządzeniu klasie bezpieczeństwa. Klasyfikacja bezpieczeństwa jest wymaganym elementem projektu obiektu jądrowego, sprawdzanym przez dozór jądrowy, przed wydaniem decyzji o pozwoleniu na budowę i eksploatację obiektu. Klasyfikacja jest także kluczowa dla oszacowania kosztów inwestycji – urządzenia, którym nadano wysoką klasę bezpieczeństwa muszą spełnić najwyższe wymagania względem konstrukcji, wytrzymałości, niezawodności i procedur eksploatacyjnych.

Jednym z elementów, który należy uwzględnić w procedurze klasyfikacji bezpieczeństwa są analizy probabilistyczne bezpieczeństwa (ang. probabilistic safety analysis – PSA). Wymóg ten zapisano w ustawie Prawo Atomowe a także w normach bezpieczeństwa Międzynarodowej Agencji Energii Atomowej. Analizy PSA są, podobnie jak klasyfikacja bezpieczeństwa, obowiązkowym elementem projektu obiektu jądrowego. Tytuł pracy mówi o zastosowaniu metod probabilistycznych, gdyż w tekście są one dogłębnie opisane wraz ze szczegółami ich stosowania w konkretnych przykładach, także praktycznych.

Ostatni element analizy tytułu to reaktor badawczy MARIA. Jedyny, w momencie pisania tej pracy, będący w eksploatacji reaktor jądrowy w Polsce. Badania tu opisane, wykonane były w ramach projektu klasyfikacji bezpieczeństwa reaktora MARIA. Klasyfikacja bezpieczeństwa jest obowiązkowa dla dopiero planowanych obiektów jądrowych. Zdecydowano o uzupełnieniu jej dla reaktora MARIA, co pozwoliło na zawarcie w tej pracy doświadczeń praktycznych i wybranych wyników o charakterze ilościowym.

2.2 PROBLEM NAUKOWY

Ogólnie sformułowany problem naukowy to zastosowanie metod probabilistycznych w klasyfikacji bezpieczeństwa systemów, elementów konstrukcji i wyposażenia (SEKW) reaktora badawczego. Składa się z czterech elementów:

1. Opracowanie procedury klasyfikacji bezpieczeństwa SEKW reaktora badawczego (w rozdziale 4)
2. Opracowanie metody wyznaczenia wartości granicznych skali prawdopodobieństwa zastosowanej w procedurze klasyfikacji (w pkt. 4.1.5)
3. Ocena wpływu wywieranego przez analizy probabilistyczne na wyniki klasyfikacji (w pkt. 5.4)
4. Opracowanie rekomendacji do wyboru bazy danych źródłowych dla analiz probabilistycznych wykorzystywanych podczas procedury klasyfikacji (w pkt. 5.2 podsumowane w pkt. 5.2.11)

Dokumenty MAEA dostarczają ogólne wymagania dla procesu klasyfikacji bezpieczeństwa obiektu jądrowego. Polskie regulacje prawne dotyczące klasyfikacji bezpieczeństwa są oparte o odpowiednie rekomendacje MAEA. Według tych rekomendacji proces klasyfikacji danego SEKW opiera się głównie na ocenie konsekwencji jego utraty. MAEA definiuje trzy poziomy konsekwencji: wysoki, średni i niski. Podaje także, że kryteria do określenia poziomu konsekwencji wypadków są przede wszystkim radiologiczne tj. opisujące poziom uwolnień substancji radioaktywnych w budynku reaktora oraz do środowiska. Kryteria te mogą także dotyczyć charakterystyk technicznych reaktora np. temperatury paliwa, ciśnienia chłodziwa itp.

Jednocześnie MAEA rekomenduje uwzględnienie analiz probabilistycznych w procesie klasyfikacji. Wymóg ten trafił też do ustawy Prawo Atomowe.

Metoda zastosowania analiz probabilistycznych w procesie klasyfikacji nie jest opisana wprost w dokumentach MAEA. PAA analizując stosowane przez operatora obiektu jądrowego metody preferuje rozwiązania sprawdzone w innych krajach, a więc i w przypadku klasyfikacji bezpieczeństwa możliwe było zastosowanie procedury przeprowadzonej już w innym kraju, dla reaktora badawczego. Zasadne jest jednak zrozumienie metod probabilistycznych stosowanych w klasyfikacji bezpieczeństwa, aby wybrać odpowiednią dla polskiego przemysłu jądrowego. Opracowanie tej metody dla reaktorów badawczych, takich jak reaktor MARIA, które wg MAEA stanowią odrębną kategorię niż reaktory energetyczne, **jest pierwszym elementem problemu naukowego opisanego w tej pracy.**

Jak to opisano w kolejnych rozdziałach, prawdopodobieństwo zdarzeń, które ma być uwzględnione w procesie klasyfikacji bezpieczeństwa, ma trzy poziomy (co wynika nie wprost z dokumentów MAEA). Określenie tych poziomów ma bezpośredni związek z tolerancją ryzyka eksploatacyjnego reaktora jądrowego, stosowaną przez regulatora krajowego. Pytanie w jaki sposób wyznaczyć wartości graniczne prawdopodobieństwa stosowane w procesie klasyfikacji **to drugi element problemu naukowego**.

Należy zauważyć, że zgodnie z rozporządzeniem Rady Ministrów z dnia 31 sierpnia 2012r. w sprawie wymagań bezpieczeństwa jądrowego i ochrony radiologicznej, jakie ma uwzględniać projekt obiektu jądrowego [7], proces klasyfikacji bezpieczeństwa powinien być oparty o deterministyczne analizy konsekwencji zdarzeń eksploatacyjnych i wypadków, „uzupełniane tam gdzie to właściwe, analizami probabilistycznymi”. Z treści rozporządzenia wynika, że analizy PSA w kontekście klasyfikacji mają charakter pomocniczy. Ich wyniki nie powinny więc mieć dominującego wpływu na klasę bezpieczeństwa danego SEKW. Określenie wielkości wpływu analiz PSA na wyniki procesu klasyfikacji bezpieczeństwa **to trzeci element problemu naukowego**.

Modele PSA to drzewa zdarzeń odwzorowujące przebieg awarii w reaktorze i odpowiedź na nie systemów bezpieczeństwa. Na najniższym poziomie zbudowane są ze zdarzeń bazowych tj. awarii pojedynczych urządzeń i błędów ludzkich. Tak zbudowane modele pozwalają badać sekwencje awaryjne prowadzące do zdarzeń niepożądanych z punktu widzenia bezpiecznej eksploatacji. W modelach PSA używa się danych źródłowych na temat pojedynczych awarii urządzeń, pochodzących z baz danych niezawodnościowych. Mogą to być bazy publicznie dostępne bądź wewnętrzne, należące do operatora reaktora lub floty reaktorów. Dane te mają postać:

- częstości awarii na godzinę pracy reaktora (ang. continuous usage)
- prawdopodobieństwa awarii w momencie próby użycia (ang. probability on demand)

Awarie te to zwykle więcej niż jeden tryb awarii (ang. failure mode) danego typu urządzenia, np. duży i mały przeciek zaworu, awaria przy próbie otwarcia zaworu, awaria przy próbie zamknięcia itp.

Wybór odpowiedniej bazy danych niezawodnościowych do potrzeb przeprowadzenia procesu klasyfikacji bezpieczeństwa reaktora był przedmiotem dyskusji z PAA w kontekście klasyfikacji bezpieczeństwa SEKW reaktora MARIA. Zespół projektowy rozważał użycie bazy

danych reaktorów badawczych stworzonej przez MAEA [8] lub bazy danych niezawodnościowych elektrowni jądrowych w Stanach Zjednoczonych, nadzorowanych przez US NRC [2]. Problem ten można uogólnić. Wybór odpowiedniej bazy danych, pod kątem użycia jej w modelach PSA reaktora badawczego, **jest czwartym elementem problemu naukowego.**

2.3 HIPOTEZA

W pracach wdrożeniowych dla reaktora MARIA przyjęto, że analizy probabilistyczne stosowane w procesie klasyfikacji bezpieczeństwa realizowane będą z wykorzystaniem metod PSA. W perspektywie historycznej, pojawienie się metod PSA i zdobycie przez nie zaufania dozoru jądrowego było niezwykle istotne dla energetyki jądrowej. Przed pojawieniem się metod PSA, deterministyczna analiza awarii reaktora jądrowego, szczególnie jej najgorszych skutków, stawiała pod znakiem zapytania sens eksploatacji reaktorów energetycznych. Wykorzystanie narzędzi probabilistycznych pozwoliło na prawidłowe oszacowanie ryzyka najpoważniejszych awarii, które jest w istocie bardzo niskie. Fakt ten uzasadnia użytkowanie reaktorów energetycznych jako bezpiecznego źródła energii.

Metody probabilistyczne są niezbędnym, uzupełniającym składnikiem analiz bezpieczeństwa reaktorów jądrowych (energetycznych i badawczych). Klasyfikacja bezpieczeństwa reaktora jako analiza dotycząca bezpieczeństwa, także powinna uwzględniać metody probabilistyczne. Zgodnie z opisanym wyżej klasycznym podejściem do analiz bezpieczeństwa, klasyfikacja bezpieczeństwa oparta jest o deterministyczne analizy konsekwencji awarii, uzupełnione analizą probabilistyczną.

W rozdziale 0 Autor prezentuje procedurę klasyfikacji bezpieczeństwa opracowaną na potrzeby reaktorów badawczych, która uwzględnia wyniki analiz probabilistycznych.

Autor stawia hipotezę, że wyniki analiz probabilistycznych mają wpływ o charakterze uzupełniającym i pomocniczym na wynik klasyfikacji bezpieczeństwa wg opracowanej procedury – zgodnie z wymogiem opisanym w ustawie Rozporządzeniu Projektowym [7].

Tak postawiona hipoteza powiązana jest z trzecim elementem problemu naukowego tzn. oceną wielkości wpływu modeli PSA na wyniki klasyfikacji. Wpływ ten powinien mieć charakter pomocniczy a nie decydujący. Wyniki prac stanowiących weryfikację hipotezy omówiono w pkt. 5.4.

2.4 CELE PRACY

W ramach doktoratu opracowano, po raz pierwszy dla reaktora jądrowego użytkowanego w Polsce, kompletne modele PSA. Autor opracował procedurę klasyfikacji bezpieczeństwa reaktora badawczego, uwzględniającą wyniki analiz PSA reaktora MARIA, która stanowi punkt odniesienia dla przyszłych projektów budowy reaktorów jądrowych w Polsce, zarówno badawczych jak i energetycznych.

Poniżej opisano szczegółowe cele doktoratu:

1. Opracowanie procedury klasyfikacji bezpieczeństwa SEKW reaktora badawczego.
Procedura powinna być zgodna z:
 - a. prawem polskim tj. wymogami dla procesu klasyfikacji bezpieczeństwa opisanymi w ustawie Prawo Atomowe oraz rozporządzeniem Rady Ministrów z dnia 31 sierpnia 2012r. w sprawie wymagań bezpieczeństwa jądrowego i ochrony radiologicznej, jakie ma uwzględniać projekt obiektu jądrowego [7]
 - b. rekomendacjami MAEA [9]–[11]
 - c. wnioskami płynącymi z wdrożeń procedury klasyfikacji bezpieczeństwa opisanymi w literaturze naukowej
2. Określenie wartości granicznych dla oceny jakościowej prawdopodobieństwa (tzn. wysokie, średnie, niskie) stosowanej w procedurze klasyfikacji SEKW
3. Ocena wpływu analiz PSA na wyniki klasyfikacji bezpieczeństwa SEKW reaktora badawczego
4. Sformułowanie rekomendacji na temat wyboru bazy danych niezawodnościowych odpowiedniej dla procesu klasyfikacji bezpieczeństwa SEKW reaktora badawczego

3 AKTUALNY STAN WIEDZY

3.1 BEZPIECZEŃSTWO JĄDROWE

Bezpieczeństwa jądrowe wg ustawy Prawo Atomowe to „osiągnięcie odpowiednich warunków eksploatacji, zapobieganie awariom i łagodzenie ich skutków, czego wynikiem jest ochrona pracowników i ludności przed zagrożeniami wynikającymi z promieniowania jonizującego z obiektów jądrowych”. Należy zauważyć, że tak definiowane bezpieczeństwo jądrowe zwykle nie obejmuje zagadnień związanych z kontrolą dostępu do obiektu jądrowego i materiałów radioaktywnych (ang. security) czy problemu rozprzestrzeniania broni jądrowej (ang. proliferation). Polskie regulacje prawne tworzone w oparciu o dokumenty międzynarodowe, przede wszystkim autorstwa MAEA.

W dokumencie [12] MAEA definiuje podstawowy cel bezpieczeństwa tj. „ochrona ludzi i środowiska przed szkodliwym wpływem promieniowania jonizującego”. Następnie, w odniesieniu do eksploatacji obiektów jądrowych, formułuje się trzy sposoby zapewnienia najwyższego, osiągalnego w praktyce poziomu bezpieczeństwa:

- a. Kontrola narażenia na promieniowanie ludzi i kontrola uwolnień materiałów radioaktywnych do środowiska
- b. Ograniczenie prawdopodobieństwa zdarzeń prowadzących do utraty kontroli nad rdzeniem reaktora jądrowego, reakcją łańcuchową czy źródłem promieniowania dowolnego rodzaju
- c. Ograniczenie konsekwencji takich zdarzeń, gdy do nich dojdzie

MAEA formułuje dziesięć zasad bezpieczeństwa jądrowego, które są przyjętym międzynarodowym standardem w przemyśle jądrowym:

1. Odpowiedzialność za bezpieczeństwo

Odpowiedzialność spoczywa na osobie lub organizacji, których działalność jest źródłem ryzyka związanego z promieniowaniem. Działalność taka jest licencjonowana. Ponieważ odpady radioaktywne mogą wymagać obsługi przez wiele pokoleń, proces licencjonowania powinien uwzględniać wymogi dnia dzisiejszego oraz przyszłości, np. kwestie finansowania długotrwałej działalności.

2. Rola rządu

Rolą rządu jest stworzenie i utrzymywanie porządku prawnego, w którym realizowane są zobowiązania wewnętrzne i międzynarodowe względem bezpieczeństwa jądrowego i w którym działa niezależny dozór jądrowy. Rząd jest w ten sposób częściowo odpowiedzialny za bezpieczeństwo jądrowe, z zaznaczeniem, że główny ciężar odpowiedzialności spoczywa na organizacji posiadającej odpowiednie zezwolenie.

3. Przywództwo i zarządzanie bezpieczeństwem

Rolą przywództwa jest stworzenie systemu zarządzania, gdzie realizowane są zadania związane z zapewnieniem bezpieczeństwa jądrowego oraz tworzona jest kultura bezpieczeństwa. Kultura ta wymaga zaangażowania wszystkich członków organizacji w zapewnienie bezpieczeństwa, odpowiedzialności organizacyjnej i osobistej, oraz postawy sprzyjającej naprawie braków i podnoszeniu standardów bezpieczeństwa. System zarządzania powinien zawierać rozwiązania dotyczące błędów ludzkich oraz korzystające z doświadczenia eksploatacyjnego tj. zaobserwowanych zdarzeń inicjujących, wypadków rzeczywistych bądź unikniętych itp.

4. Uzasadnienie działalności związanej z promieniowaniem

Korzyści z działalności związanej z promieniowaniem powinny przewyższać ryzyka, co jest oceniane przez dozór jądrowy.

5. Optymalizacja ochrony

Rozwiązania dotyczące bezpieczeństwa jądrowego są zoptymalizowane, gdy zapewniają najwyższy poziom ochrony jaki jest możliwy w praktyce do osiągnięcia bez obniżania przydatności danej działalności. Ryzyko takiej działalności powinno być tak niskie jak to praktycznie możliwe (zasada ALARA – ang. as low as reasonably achievable). Źródła ryzyka powinny być rozpoznane przed rozpoczęciem działalności i cyklicznie sprawdzane. Analizy ryzyka powinny uwzględniać brakującą wiedzę, liczbę osób narażonych na promieniowanie, prawdopodobieństwo narażenia, wielkość otrzymanej dawki oraz inne czynniki ekonomiczne, ludzkie i środowiskowe.

6. Redukcja ryzyka indywidualnego

Dawki indywidualne promieniowania są kontrolowane i limitowane.

7. Ochrona teraźniejsza i przyszłych pokoleń

Uwolnione na skutek wypadków do atmosfery materiały promieniotwórcze mogą przekraczać granice krajów i pozostawać w środowisku przez długi czas. Regulacje działalności związanej z promieniowaniem dotyczą więc populacji także nie w bezpośredniej bliskości obiektów jądrowych. Szczególna uwaga poświęcona jest

zabezpieczeniu odpadów radioaktywnych, aby nie stanowiły nadmiernego obciążenia dla przyszłych pokoleń.

8. Zapobieganie wypadkom

W przeszłości najbardziej szkodliwe efekty promieniowania były skutkiem utraty kontroli nad rdzeniem reaktora, reakcją łańcuchową bądź innym źródłem promieniowania. Dlatego w działalności związanej z promieniowaniem zapobiega się wystąpieniu awarii bądź stanów odbiegających od normalnej eksploatacji a w przypadku ich wystąpienia zapobiega się eskalacji. Szczególną rolę odgrywa tu zasada „obrony w głąb” (ang. defence in depth) omówiona w dalszej części tego rozdziału.

9. Przygotowanie do przeciwdziałania konsekwencjom wypadków

Posiadacz zezwolenia, dozór jądrowy i odpowiednie struktury rządowe powinny z wyprzedzeniem przygotować procedury i środki potrzebne do skutecznej odpowiedzi na zagrożenie promieniowaniem. Środki te powinny być odpowiednie do poziomu ryzyka (tj. prawdopodobieństwa i możliwych konsekwencji). Wymagane są plany działania i przeprowadzanie cyklicznych ćwiczeń z ich wdrażania. Działania w warunkach awaryjnych dopuszczają zwiększone dawki promieniowania dla pracowników – do określonej granicy.

10. Działania zapobiegające naturalnym bądź nieuregulowanym źródłom ryzyka związanego z promieniowaniem

Możliwe jest wystąpienie zagrożeń pochodzenia naturalnego związanych z promieniowaniem bądź zagrożeń związanych z wcześniej prowadzoną (nieuregulowaną, bądź podlegającą mniejszym rygorom) działalnością, których skutki należy likwidować. Obowiązuje tu zasada, aby korzyści z tego działania przewyższały koszty i ryzyko związane z narażeniem na promieniowanie.

Wspominana w pkt. 8 zasada „obrony w głąb” to główna metoda zapobiegania wypadkom i redukcji ich konsekwencji. Realizowana jest poprzez zastosowanie wielu poziomów zabezpieczeń. Jeśli jeden poziom zawiedzie - dostępne są pozostałe. Wszystkie poziomy musiałyby zawieść, aby szkodliwe skutki promieniowania dotknęły ludzi lub środowiska. Odpowiednio zrealizowana, zasada obrony w głąb zapewnia, że żadne pojedyncze uszkodzenie lub błąd ludzki nie powoduje narażenia na promieniowanie, a kombinacje uszkodzeń prowadzące do narażenia mają bardzo niskie prawdopodobieństwo. Istotna w tej zasadzie jest odrębność (niezależność – są efektywne niezależnie od siebie) stosowanych poziomów zabezpieczeń.

Zadowalający poziom obrony w głąb osiąga się poprzez kombinację działań:

- zapewnienie efektywnego systemu zarządzania z liderami skupionymi na zapewnieniu bezpieczeństwa i promującymi kulturę bezpieczeństwa
- odpowiedni wybór lokalizacji obiektu jądrowego
- wybór rozwiązań projektowych zapewniających współczynniki bezpieczeństwa, różnorodność i redundancję systemów zabezpieczeń
- wybór technologii i materiałów wysokiej jakości i niezawodności
- stosowanie systemów kontroli, ograniczających, ochronnych i nadzorujących
- stosowanie kombinacji wbudowanych (ang. inherent) i aktywnych rozwiązań dot. bezpieczeństwa

Opisane powyżej fundamenty bezpieczeństwa jądrowego mogą podlegać zmianom spowodowanym postępem nauki czy nowymi doświadczeniami eksploatacyjnymi, w tym związanymi z awariami obiektów jądrowych. Ostatni przykład to awaria, która miała miejsce w elektrowni jądrowej Fukushima 1 w 2011 roku na skutek jednoczesnego wystąpienia trzęsienia ziemi i fali tsunami.

Analizy tego zdarzenia pociągnęły za sobą wiele nowych działań MAEA i krajowych instytucji dozoru, a także badań naukowych w dziedzinach technicznych, zarządzania i analizy ryzyka. Główne kierunki rozwoju nauki w dziedzinach mających wpływ na bezpieczeństwo jądrowe to:

1. Metody probabilistyczne - Probabilistyczna Analiza Bezpieczeństwa PSA i jej rozszerzanie – metody bayesowskie (np. dynamiczne sieci bayesowskie) lub oparte o łańcuchy Markowa, analizy zdarzeń o wspólnej przyczynie (ang. common cause failures), metody oszacowania czynnika ludzkiego w inżynierii bezpieczeństwa, analizy sejsmiczne, wieloczynnikowe analizy bezpieczeństwa (ang. multi-hazard PSA) i inne
2. Analizy deterministyczne – analizy wypadków i zdarzeń eksploatacyjnych, najczęściej analizy cieplno-przepływowe, obliczenia neutronowe lub połączenie obu wymienionych typów, przy użyciu kodów komputerowych sprawdzonych w analizach dla reaktorów jądrowych (np. Melcore, Relap, Serpent itp.)
3. Nowe projekty reaktorów – reaktory czwartej generacji np. reaktory chłodzone gazem, sodem, solankami, reaktory torowe czy systemy podkrytyczne sparowane z

akceleratorem - ADS (ang. Accelerator Driven System), reaktory DFR (ang. dual fluid reactor)

4. Nowe materiały – paliwo np. TRISO (od ang. tristructural-isotropic) czy paliwo płynne i odporne na promieniowanie materiały konstrukcyjne (stopy metali, beton konstrukcyjny)

3.2 PROCES KLASYFIKACJI SEKW

Obszerny przegląd literatury na temat procesu klasyfikacji bezpieczeństwa dokonany został w publikacji Autora [13]. Źródła wiedzy na ten temat podzielić można na:

- a. Regulacje prawne i normy międzynarodowe oraz te obowiązujące w poszczególnych państwach
- b. Artykuły naukowe dotyczące procesu klasyfikacji

Źródła wiedzy na temat klasyfikacji bezpieczeństwa można także podzielić na:

- a. Uwzględniające w procesie klasyfikacji bezpieczeństwa analizy probabilistyczne
- b. Nie uwzględniające analiz probabilistycznych.

Te drugie oparte są najczęściej o analizy deterministyczne konsekwencji awarii lub o przegląd funkcji realizowanych przez dane SEKW tj. pewne funkcje czy systemy odgórnie traktowane jako istotniejsze dla bezpieczeństwa np. obieg pierwotny chłodziwa pod wysokim ciśnieniem, system kontroli reaktywności np. regulacje fińskie opisane w [14] czy klasyfikacja bezpieczeństwa badawczego reaktora wysokotemperaturowego HTTR (ang. High Temperature Test Reactor) [15].

Przegląd dokumentów na temat klasyfikacji bezpieczeństwa uwzględniającej metody probabilistyczne otwierają dokumenty MAEA, przede wszystkim SSG-30 [9] zawierający wymogi dla procesu klasyfikacji reaktorów energetycznych, oraz dokument TECDOC-1787 [11] będący poradnikiem aplikacji tych wymogów. Ten ostatni to najbardziej przydatny dokument MAEA w pracy nad klasyfikacją bezpieczeństwa SEKW, gdyż zawiera przykłady aplikacji i pogłębione objaśnienie wymogów dokumentu SSG-30 [9]. Wspomnieć należy dokument SSR-3 [10] będący zbiorem wymogów bezpieczeństwa dla reaktorów badawczych, gdzie umieszczono wymogi co do klasyfikacji bezpieczeństwa – będące w większości powtórzeniem wymogów dla reaktorów energetycznych.

US NRC (ang. United States Nuclear Regulatory Commission) to instytucja dozoru jądrowego w Stanach Zjednoczonych czyli kraju z najdłuższą historią eksploatacji reaktorów jądrowych. US NRC nie wzoruje się na dokumentach MAEA jednak w wielu punktach ich wymogi są zbieżne np. w kwestii utworzenia systemu zapewnienia jakości. W wymogach projektowych dla reaktorów energetycznych rozporządzenia 10 CFR (ang. Code of Federal Regulation), w części 50.69, opisano wymogi dla procesu kategoryzacji bezpieczeństwa. Według tego rozporządzenia, SEKW reaktora nadaje się jedną z czterech kategorii (RISC-1 do 4), czyli o jedną więcej niż w rekomendacjach MAEA. Jeden z wymogów dotyczy obowiązku uwzględnienia w procedurze wyników analiz PRA (ang. Probabilistic Risk Assessment – odpowiednik PSA). Jest to więc ogólnie sformułowany wymóg, bez wskazania, jak w przypadku norm MAEA, że chodzi o prawdopodobieństwo wymogu użycia SEKW. Poziom szczegółowości analiz PRA, jakie należy przeprowadzić w procesie kategoryzacji jest jednak określony w wymogach.

Dosyć dobrze procedurę klasyfikacji opisuje także ONR (ang. Office of Nuclear Regulation) tj. dozór jądrowy na Wyspach Brytyjskich [16]. Jest to poradnik stosowania wymogów ONR w procesie kategoryzacji SEKW i zawiera szczegółowe macierze ryzyka w odniesieniu do dawek dla pracowników (ang. on-site) i poza obiektem jądrowym (ang. off-site). Na macierzach oznaczono graniczne poziomy częstotliwości wymogu użycia funkcji bezpieczeństwa – tj. miary probabilistycznej użytej w procesie kategoryzacji.

Publikacje naukowe dotyczące procedury klasyfikacji bezpieczeństwa to często opisy przeprowadzonych projektów dla istniejącego już reaktora. Wyróżnić tu można pracę [17] opisującą procedury klasyfikacji reaktorów badawczych z rdzeniem zanurzonym w basenie z wodą chłodzącą będącą moderatorem i stanowiącą także biologiczną osłonę (przypadek reaktora MARIA) – praca ta opisuje także procedurę zastosowaną dla reaktora badawczego JRTR w Jordanii (ang. Jordan Research and Training Reactor) chociaż sama procedura wzorowana na przepisach koreańskich nie jest podana (jedynie wyniki).

Opisaną w szczegółach procedurę klasyfikacji zastosowaną dla południowoafrykańskiego reaktora SAFARI-1 można znaleźć w pracy [18]. Opisano w niej macierz ryzyka wraz z dokładnie określonymi kryteriami probabilistycznymi oraz skalą konsekwencji wyrażoną w dawce promieniowania dla pracowników. Na macierzy zaznaczono kierunki redukcji konsekwencji i prawdopodobieństwa awarii i wynikającą z nich klasę bezpieczeństwa.

Podobną macierz znaleźć można w pracy na temat klasyfikacji bezpieczeństwa nowych obiektów jądrowych w USA przygotowaną przez INL (ang. Idaho National Laboratory) [19]. Jej wartość polega na dokładnym przedstawieniu procesu uwzględnienia prawdopodobieństwa w procesie nadawania klasy bezpieczeństwa. Zastosowano tu podobny mechanizm jak w poprzedniej pracy tj. dodanie aktywnego systemu bezpieczeństwa (funkcji bezpieczeństwa) redukuje prawdopodobieństwo wystąpienia analizowanej sekwencji awaryjnej lub jej konsekwencji. Kierunki redukcji ryzyka, zaznacza się na macierzy. Należy zwrócić uwagę na skalę konsekwencji wyrażoną w dawce promieniowania w obszarze wykluczonym (ang. Exclusion Area Boundary). Kombinację dopuszczalnej dawki i prawdopodobieństwa jej otrzymania definiuje krzywa TLRC (ang. Top Level Regulatory Criteria). SEKW, które są niezbędne, aby ryzyko związane z daną awarią było po bezpiecznej stronie krzywej TLRC, klasyfikuje się jako istotne dla bezpieczeństwa.

W literaturze tematu znaleźć można wiele pochodnych metod analizy bezpieczeństwa promowanych przez US NRC. Rozpoznać je można m.in. po przedrostku „risk-informed” w nazwie proponowanej metodologii [20]–[24]. Oparte są najczęściej na wskaźnikach istotności, które są jednym z wyników analiz PRA. Metody te wymagają stworzenia dokładnych modeli PRA sekwencji awaryjnych w dedykowanym oprogramowaniu, w celu wyznaczenia wskaźników istotności SEKW (np. RAW ang. Risk Achievement Worth, Birnbauma, Fussela-Veselego itp.). Wskaźniki te są następnie przetworzone w dodatkowej procedurze, aby uzyskać kategorię bezpieczeństwa dla danego SEKW.

3.3 METODYKA PSA

PSA – Probabilistic Safety Assessment czyli Probabilistyczna Analiza Bezpieczeństwa jest komplementarnym do analiz deterministycznych składnikiem oceny bezpieczeństwa obiektu jądrowego. Historia tego typu analiz w energetyce jądrowej ma swój początek we wspomnianym wcześniej raporcie WASH-1400 [2]. Punktem wyjścia do przeglądu literatury na temat metodyki PSA jest dokument MAEA SSG-3 [25] zawierający ogólne wymagania wobec analizy PSA poziomu 1. Definiuje on:

- poziom 1 analiz PSA czyli analizy sekwencji prowadzących do uszkodzenia rdzenia
- poziom 2 tj. analiza dróg przedostawania się uwolnień z uszkodzonego paliwa do środowiska
- poziom 3 tj. konsekwencje uwolnień substancji radioaktywnych do środowiska (dla zdrowia ogółu społeczeństwa, skażenie gleby czy pożywienia)

Dokument ten nie formułuje ścisłej, zamkniętej definicji PSA a raczej formułuje wymogi dla analizy i poprzez wielość i szczegółowość tych wymogów nadaje postać procesowi analitycznemu.

Drugim istotnym dokumentem organu regulacyjnego jest podręcznik [26] od US NRC. Został on opublikowany w 1984 r. jednak nadal jest obowiązującym dokumentem US NRC właściwym dla analiz PSA. Co jest istotne dla tej pracy, podręcznik zaleca stosowanie rozkładu wykładniczego do modelowania częstości awarii komponentów. Uzasadniono to faktem, że stały wskaźnik częstości awarii (ang. failure rate), który go charakteryzuje, jest realistycznym modelem awaryjności dla większości komponentów w okresie ich użytkowania, tj. zanim procesy zużycia staną się istotne.

Co ciekawe, w tym samym czasie, US NRC wydało podobny dokument na temat analiz PRA [27]. Zawartość jest podobna – trzeba jednak zaznaczyć, że w wielu wymogach prawa USA dla elektrowni jądrowych wspomina się analizy PRA a nie PSA (np. wspomniany wcześniej 10 CFR 50.69).

W obszarze reaktorów badawczych wiele jest prac dokumentujących wyniki analizy PSA np. w reaktorach typu TRIGA [28]–[31] eksploatowanych w różnych krajach, czy reaktora DHRUVA w Indiach [32], TRR w Iranie [33], australijskiego OPAL [34], prototypowego VTR w Stanach Zjednoczonych [35] itp.

Trendy badań związanych z PSA to metody modelowania awarii o wspólnej przyczynie (ang. common cause failure) [36], [37], modele błędów ludzkich, głównie SPAR-H [38],[39], analiza procesów starzeniowych [40], [41] oraz wykorzystanie metod bayesowskich w analizie danych statystycznych. W szczególności, w pracy tej wykorzystano wnioskowanie bayesowskie [42], [43], które jest wykorzystywane do aktualizacji wartości częstości awarii pojedynczych komponentów, na podstawie zdobywanego doświadczenia eksploatacyjnego. Innym przykładem jest wykorzystanie sieci bayesowskich w procedurze PSA, np. jako zamiennika dla drzew błędów [44],[45]. Metodologia bayesowska i jej najróżniejsze odmiany zastosowane w analizach bezpieczeństwa to duża część literatury tematu.

Niniejsza praca skupia się m.in. na wyborze danych wejściowych do probabilistycznych analiz bezpieczeństwa. Przemysł jądrowy był jednym z pierwszych, w którym rozpoczęto metodyczne badania częstości awarii urządzeń dla potrzeb analiz bezpieczeństwa. Historię tych działań możemy prześledzić na przykładzie przemysłu jądrowego w USA. Należy tu wspomnieć pionierski raport WASH-1400 [2] z 1980r. na temat reaktorów lekkowodnych, bazę danych

IEEE Std 500 [46] dla m.in. komponentów elektromechanicznych, czy dokument zbiorczy dla analizy błędów ludzkich NUREG/CR-1278 [47]. Obecnie najbardziej obszerną bazą danych niezawodnościowych (pod względem wielkości próby statystycznej) pochodzących z przemysłu jądrowego jest NUREG/CR-6928 od US NRC, zaktualizowana w roku 2020 [48]. Jest to baza danych pochodzących z floty reaktorów energetycznych eksploatowanych w Stanach Zjednoczonych.

MAEA, raportem z 1986 r. IAEA-TECDOC 400 [49] na temat PSA rozpoczęła analogiczne badania nad reaktorami badawczymi [50] oraz budowę bazy danych niezawodnościowych dla tego typu reaktorów [51], której ostatnia aktualizacja miała miejsce w roku 2020 [8]. Powiązany jest z nimi podręcznik MAEA do analizy danych historycznych z eksploatacji reaktorów badawczych [52]. US NRC wydało odpowiadający mu dokument [53].

W pkt. 5.2.9 Autor rozważa użycie innych od wykładniczego modeli częstości awarii urządzeń reaktora, w szczególności rodziny modeli opartych na niejednorodnym procesie Poissona (NHPP – ang. Non-homogeneous Poisson Process) np. modelu Crow-AMSAA, opublikowanego w 1974r. [54] lub modelu GRP (ang. General Renewal Process) [55]. Modele te stosowane były już w zagadnieniach związanych z przemysłem jądrowym np. w pracy na temat bezpieczeństwa rosyjskich atomowych okrętów podwodnych [56] czy niezawodności oprogramowania [57] lub obsługi technicznej [58],[59].

4 PROCEDURA KLASYFIKACJI BEZPIECZEŃSTWA

4.1 OPRACOWANIE PROCEDURY Z UMIEJSCOWIENIEM ANALIZ PROBABILISTYCZNYCH

Procedura klasyfikacji SEKW proponowana w tej pracy spełnia formalny warunek zgodności z polskim Prawem Atomowym a także z rekomendacjami MAEA, na których polskie regulacje były wzorowane. Na kształt procedury duży wpływ miały też uwagi PAA przekazywane w konsultacjach na temat klasyfikacji bezpieczeństwa SEKW reaktora MARIA. Szczególnie, PAA zwracała uwagę na potrzebę uzupełnienia probabilistycznych analiz bezpieczeństwa dla reaktora MARIA i stworzenie jasnych reguł wykorzystania ich wyników. Poniższa procedura opracowana została na potrzeby klasyfikacji reaktora badawczego. Jest ona jednak w pełni zgodna z wymogami dla reaktorów energetycznych. Procedura jest rozszerzona w stosunku do wymogów MAEA o opracowany przez Autora dodatkowy czynnik modyfikujący kategorię funkcji bezpieczeństwa, dokładniej uwzględniający ryzyko utraty funkcji stosowanych w wielu sekwencjach awaryjnych.

4.1.1 Stany obiektu jądrowego

Wyróżnia się stany obiektu jądrowego:

- a. Normalna Eksploatacja (PZE – Przewidywane Zdarzenia Eksploatacyjne)
- b. Awaria Projektowa (AP)
- c. Rozszerzone Warunki Projektowe (RWP)

Stany obiektu jądrowego definiuje się przede wszystkim na podstawie częstości ich występowania. Szczegóły tego przypisania omówiono poniżej, w pkt. 4.1.5, gdyż są kluczowe do zrozumienia jak uwzględnia się analizy probabilistyczne w procedurze klasyfikacji. Kryteria dla stanów obiektu jądrowego mogą uwzględniać wielkości uwolnień substancji promieniotwórczych czy parametry pracy reaktora (np. temperatura paliwa), których przekroczenie uzasadnia wejście w inny stan obiektu jądrowego.

W ustawie Prawo Atomowe zdefiniowano dwa dodatkowe „dynamiczne” stany obiektu jądrowego, obecne także w normach MAEA:

Stan kontrolowany – stan obiektu jądrowego po wystąpieniu przewidywanego zdarzenia eksploatacyjnego lub warunków awaryjnych, w którym jest zapewnione wypełnianie i

utrzymanie fundamentalnych funkcji bezpieczeństwa przez okres dostatecznie długi dla zastosowania środków w celu osiągnięcia stanu bezpiecznego wyłączenia; (ang. safe state)

Stan bezpiecznego wyłączenia - stan obiektu jądrowego po wystąpieniu przewidywanego zdarzenia eksploatacyjnego lub warunków awaryjnych, w którym fundamentalne funkcje bezpieczeństwa są wypełniane i stabilnie utrzymywane w długim czasie, a w przypadku elektrowni jądrowej i reaktora badawczego dodatkowo reaktor jest w stanie podkrytycznym.

4.1.2 Funkcje bezpieczeństwa i rozwiązania projektowe

Do stanów obiektu jądrowego przypisuje się PZI – Przewidywane Zdarzenia Inicjujące. Są to zdarzenia (awarie urządzeń, błędy ludzkie) rozpoczynające sekwencje zdarzeń mogące zagrozić realizacji fundamentalnych funkcji bezpieczeństwa:

1. Sterowanie reaktywnością
2. Chłodzenie rdzenia i zużytego paliwa
3. Osłanianie przed promieniowaniem jonizującym, zatrzymywanie substancji promieniotwórczych, ograniczanie i kontrolowanie ich uwolnień do środowiska, a także ograniczanie uwolnień awaryjnych

Fundamentalne funkcje bezpieczeństwa realizowane są, przez właściwe funkcje bezpieczeństwa oraz rozwiązania projektowe reaktora. Rozwiązania projektowe to SEKW, które poprzez swoje parametry projektowe redukują częstość awarii np. grube ścianki rurociągów, konstrukcje nośne z wysokimi współczynnikami bezpieczeństwa, obudowy ze stopów metali odpornych na wysoką temperaturę itp. Funkcje bezpieczeństwa natomiast realizowane są przez aktywne systemy, których rolą jest redukcja konsekwencji zdarzeń eksploatacyjnych i wypadków.

SEKW będące rozwiązaniami projektowymi klasyfikowane są w oparciu o analizę konsekwencji ich utraty (bez uwzględniania czynników probabilistycznych)

4.1.3 Kategoryzacja funkcji bezpieczeństwa

Procedurę klasyfikacji bezpieczeństwa SEKW reaktora dzielimy na dwa etapy:

- a. Kategoryzacja funkcji bezpieczeństwa
- b. Klasyfikacja SEKW według realizowanej funkcji bezpieczeństwa

Kategoryzacji funkcji bezpieczeństwa dokonuje się głównie w oparciu o analizę konsekwencji utraty danej funkcji, gdy wymagane jest jej użycie - z uwzględnieniem tam, gdzie to właściwe analiz probabilistycznych i dodatkowych czynników.

4.1.4 Analiza konsekwencji

Do przeprowadzenia analizy potrzebne jest ustalenie jakie funkcje bezpieczeństwa aktywowane są dla danego PZI. Konsekwencje wystąpienia danego PZI analizuje się przy użyciu metod deterministycznych, najczęściej z wykorzystaniem kodów komputerowych zaakceptowanych przez dozór jądrowy w obliczeniach neutronowych, cieplno-przepływowych czy też ich kombinacji. Celem analizy jest oszacowanie konsekwencji radiologicznych lub skali przekroczenia limitów projektowych np. temperatury paliwa, w różnych scenariuszach rozwoju sekwencji – a więc także w przypadku utraty analizowanych funkcji bezpieczeństwa. Pozwala to na przypisanie jakościowej oceny konsekwencji utraty funkcji z trzystopniowej skali: wysokie, średnie, niskie. Kryteria MAEA przypisania oceny konsekwencji są jakościowe i pozostawiają w gestii dozoru krajowego np. jakie wartości uwolnień uzna za dopuszczalne w Awariach Projektowych czy Przewidywanych Zdarzeniach Eksploatacyjnych. Kryteria te podano niżej (Tabela 1):

Tabela 1. Skala konsekwencji MAEA

Poziom konsekwencji	Kryterium
Wysoki	Prowadzi do uwolnień substancji radioaktywnych przekraczających limit ustalony przez regulatora dla Awarii Projektowych lub Powoduje przekroczenie granicznych wartości Awarii Projektowej dla kluczowych parametrów fizycznych
Średni	Prowadzi do uwolnień substancji radioaktywnych przekraczających limit ustalony przez regulatora dla Przewidywanych Zdarzeń Eksploatacyjnych lub Powoduje przekroczenie granicznych wartości w Przewidywanych Zdarzeniach Eksploatacyjnych dla kluczowych parametrów fizycznych
Niski	Prowadzi do dawek dla pracowników powyżej dopuszczalnych limitów

4.1.5 Analizy probabilistyczne

Na wstępie należy wyjaśnić relację między pojęciami częstości zdarzeń i ich prawdopodobieństwa. Jest to istotne zagadnienie, ponieważ w dokumentach MAEA używane jest pojęcie częstości (ang. frequency) wymogu użycia funkcji bezpieczeństwa natomiast w Prawie Atomowym użyto pojęcia prawdopodobieństwa, że „klasyfikowany system lub element

konstrukcji lub wyposażenia będą niezbędne dla wykonania wymaganej funkcji bezpieczeństwa”. Prawdopodobieństwo to miara przyjmująca wartości od zera do jedności, natomiast częstość to liczba zdarzeń na jednostkę czasu i może przyjmować wartości od zera do nieskończoności. Fakt ten sprawia, że częstość to miara bardziej praktyczna i w zastosowaniu do klasyfikacji bezpieczeństwa pozwala na korzystanie z wartości większych od jedności np. 3 awarie na rok pracy reaktora.

Prawdopodobieństwo i częstość to matematycznie wielkości powiązane. Można je więc traktować jako zamiennie – jeśli korzystamy z jednej z nich to w istocie druga także jest w użyciu. Powiązanie to wynika z założenia, że częstość analizowanego zdarzenia jest niezmienna w czasie. Pozwala to na zastosowanie rozkładu wykładniczego, którego jedyny parametr, oznaczany jako λ , to częstość zdarzeń. Prawdopodobieństwo wyznacza się wtedy według równania:

$$P = 1 - e^{-\lambda t} \quad (1)$$

gdzie:

λ – częstość zdarzeń [1/jednostka czasu]

t – czas, dla którego wyznacza się prawdopodobieństwo

Powyższe założenie i użycie rozkładu wykładniczego to powszechna praktyka w analizach bezpieczeństwa czy niezawodności. Dla omawianego tematu oznacza to, że pojęcie częstości i prawdopodobieństwa może być używane zamiennie (pamiętając o relacji matematycznej między tymi wielkościami).

Jak wspomniano wcześniej, PZI przypisuje się do stanów obiektu jądrowego przede wszystkim na podstawie częstości ich występowania. W tabeli 2 w instrukcji MAEA TECDOC-1787 [11] podano zalecane zakresy częstości dla przypisania PZI do stanów obiektu jądrowego. Dla Przewidywanych Zdarzeń Eksploatacyjnych (PZE) jest to zakres powyżej częstości występowania 1E-02 na rok pracy reaktora, inaczej mówiąc częściej niż raz na sto lat pracy reaktora. Wartość ta to często stosowany punkt odniesienia w analizach bezpieczeństwa lub regulacjach np. w Rozporządzeniu Ministra Środowiska w sprawie warunków technicznych, jakim powinny odpowiadać budowle hydrotechniczne i ich usytuowanie z dnia 20 kwietnia 2007 r. ustala się wysokość wałów przeciwpowodziowych dla obszaru chronionego tj. zalewanego przez wody o wysokości osiąganey raz na sto lat. Inny przykład to wysokość fali morskiej lub oceanicznej osiągająca skrajne wartości (ang. hundred year wave). Powszechność

występowania tej wartości w różnego rodzaju dokumentach analizujących ryzyko ludzkiej działalności może być związana z oczekiwaną długością życia ludzkiego. W powszechnym odczuciu pewne skrajne zdarzenia pogodowe czy innego rodzaju katastrofy nie powinny dotyczyć losowego obywatela częściej niż raz w życiu – w przybliżeniu jest to więc „raz na sto lat”.

Niezależnie od powodów, wartość ta pojawia się często w literaturze dotyczącej klasyfikacji bezpieczeństwa reaktorów badawczych, przytoczonej w rozdziale 3.2. i Autor nie znajduje powodu, dla którego należałoby wskazać inną wartość dla procedury klasyfikacji SEKW obowiązującej w polskim otoczeniu regulacyjnym.

Poniżej progu częstości raz na sto lat pracy reaktora mamy do czynienia z Awariami Projektowymi. AP z niewielkim prawdopodobieństwem mogą wydarzyć się w cyklu życia reaktora i projekt musi to uwzględniać. Dolny próg tego prawdopodobieństwa (i odpowiadająca mu częstość) podany jest we wspomnianej wcześniej instrukcji MAEA TECDOC-1787 [11] jako pewien zakres. W tabeli 2 wspomnianego dokumentu podano zakres AP do wartości nawet $1E-06$ [1/rok]. Jednocześnie RWP - Rozszerzone Warunki Projektowe (czyli najrzadziej występujące zdarzenia o najpoważniejszych konsekwencjach) bez stopienia rdzenia mogą być przypisane już od częstości występowania $1E-04$ [1/rok]. Zakres $1E-04$ [1/rok] do $1E-06$ [1/rok] to przedział, z którego wybiera się próg oddzielający AP od RWP. Nie ma tu jasnego wskazania na jedyną poprawną wartość, gdyż są to wartości bardzo niskie i na wybór decydujący wpływ ma tolerancja ryzyka dozoru jądrowego. Ta z kolei związana jest z tolerancją ryzyka wynikającą z kultury i doświadczeń historycznych danego kraju. Na wybór tego progu wpływ może mieć także docelowy rozmiar krajowej populacji reaktorów. Awaria reaktora o znanej częstości będzie zdarzać się po prostu częściej w liczniejszej flocie reaktorów.

Poniżej (Tabela 2) podsumowano kryteria probabilistyczne przypisania zdarzeń inicjujących do stanów obiektu jądrowego:

Tabela 2. Probabilistyczne kryteria dla identyfikacji stanów obiektu jądrowego

Częstość PZI	Stan obiektu jądrowego
$> 1E-02$ [1/rok]	Normalna eksploatacja
$1E-02 - 1E-04(1E-06)$ [1/rok]	Awarye Projektowe
$< 1E-04(1E-06)$ [1/rok]	Rozszerzone Warunki Projektowe

Zidentyfikowane PZI jako mogące mieć miejsce w analizowanym obiekcie należy przypisać do jednej z podanych grup (Tabela 2). Do każdego PZI przypisuje się funkcje bezpieczeństwa aktywowane w razie ich wystąpienia. **Prawdopodobieństwo (lub częstość) wymogu użycia SEKW, o którym mówi ustawa Prawo Atomowe, tożsame jest z prawdopodobieństwem (lub częstością) wystąpienia PZI, po którym aktywowana jest funkcja bezpieczeństwa realizowana przez ten SEKW.** Niektóre funkcje rezerwowe aktywowane są, gdy funkcje dedykowane dla danego PZI zawiodą. Ich prawdopodobieństwo (częstość) wymogu użycia obliczone jest przy użyciu modeli PSA, gdzie odwzorowana jest sekwencja: wystąpienie PZI i awaria dedykowanej funkcji bezpieczeństwa.

4.1.6 Macierz kategoryzacji funkcji bezpieczeństwa

Znając skalę konsekwencji (Tabela 1) oraz skalę częstości (Tabela 2), możemy utworzyć macierz kategoryzacji funkcji bezpieczeństwa, według kryteriów (Tabela 3) podanych w instrukcji MAEA TECDOC-1787 [11]:

Tabela 3. Kryteria kategoryzacji funkcji bezpieczeństwa

Kategoria	Kryteria
Kategoria bezpieczeństwa 1 (KB1)	Funkcje konieczne do osiągnięcia stanu kontrolowanego po wystąpieniu przewidywanego zdarzenia eksploatacyjnego lub awarii projektowej, których niewypełnienie prowadzi do konsekwencji na poziomie wysokim
Kategoria bezpieczeństwa 2 (KB2)	Funkcje konieczne do osiągnięcia stanu kontrolowanego po wystąpieniu przewidywanego zdarzenia eksploatacyjnego lub awarii projektowej, których niewypełnienie prowadzi do konsekwencji na poziomie średnim, lub Funkcje konieczne do osiągnięcia i utrzymywania w długim okresie stanu bezpiecznego wyłączenia, których niewypełnienie prowadzi do konsekwencji na poziomie wysokim, lub Funkcje przeznaczone jako rezerwa dla funkcji z KB1 konieczne do opanowania złożonych sekwencji zdarzeń lub rozszerzonych warunków projektowych z wyłączeniem stopienia rdzenia
Kategoria bezpieczeństwa 3 (KB3)	Funkcje realizowane w trakcie przewidywanych zdarzeń eksploatacyjnych lub awarii projektowych, których niewypełnienie prowadzi do konsekwencji na poziomie niskim, lub Funkcje konieczne do osiągnięcia i utrzymywania w długim okresie stanu bezpiecznego wyłączenia, których niewypełnienie prowadzi do konsekwencji na poziomie średnim, lub Funkcje konieczne do ograniczenia konsekwencji wystąpienia rozszerzonych warunków projektowych (z wyłączeniem skategoryzowanych już jako KB2), których niewypełnienie prowadzi do konsekwencji na poziomie wysokim, lub Funkcje przeznaczone do redukcji częstości awaryjnych wyłączeń reaktora lub odchyłeń od normalnej eksploatacji, włączając w to utrzymywanie głównych parametrów reaktora w warunkach normalnej eksploatacji, lub Funkcje związane z monitorowaniem, dostarczające wiarygodnych i dostatecznych informacji o zdarzeniu (awarie projektowe i rozszerzone warunki projektowe), personelowi obiektu jądrowego, jak i zespołowi reagowania kryzysowego, włączając w to systemy monitoringu i komunikacji, działające w obrębie planu awaryjnego, jeżeli nie zostały przypisane do wyższej kategorii.

Poniżej (Tabela 4) przedstawiono macierz kategoryzacji funkcji bezpieczeństwa. Jest to propozycja Autora zawierająca graniczne wartości częstości, których określenie jest celem nr 2 tej pracy. Dla poszczególnych pól macierzy, będących kombinacjami częstości wystąpienia zdarzenia i konsekwencji utraty analizowanej funkcji bezpieczeństwa wymaganej w tym zdarzeniu, podano odpowiednią wartość kategorii bezpieczeństwa.

Tabela 4. Macierz kategoryzacji funkcji bezpieczeństwa

		Konsekwencje utraty funkcji		
		Wysokie	Średnie	Niskie
Częstość [1/rok]	Wysokie 1E-02	KB1	KB2	KB3
	Średnie 1E-04 do 1E-06	KB2	KB3	KB3
	Niskie	KB3	Bez kat.	Bez kat.

Jak można zauważyć w środkowym wierszu (Tabela 4), funkcje aktywowane w awariach projektowych kategoryzowane są jako prowadzące do stanu bezpiecznego wyłączenia (dopuszczalny dłuższy czas aktywacji) – według kryteriów kategoryzacji (Tabela 3). Jeśli użycie funkcji prowadzić ma do osiągnięcia stanu kontrolowanego, wymagana jest szybka jej aktywacja. Należy te dwie sytuacje rozróżnić i dlatego stosuje się czynnik podwyższający kategorię o jeden dla funkcji wymaganych do osiągnięcia stanu kontrolowanego.

Pole (Tabela 4) będące kombinacją niskiej częstości i wysokich konsekwencji utraty funkcji wymaga objaśnienia. Stosuje się tu czynnik podwyższający kategorię bezpieczeństwa o jeden (do KB2) dla funkcji rezerwowych wobec funkcji z KB1 używanych do ograniczenia konsekwencji rozszerzonych warunków projektowych. Pozostałe funkcje z taką kombinacją składowych ryzyka otrzymują kategorię KB3 według macierzy kategoryzacji.

4.1.7 Model zależności od prawdopodobieństwa

Model zależności procesu klasyfikacji od prawdopodobieństwa, objaśniono w instrukcji MAEA TECDOC-1787 [11]. Ponieważ przypisanie PZI do stanu obiektu jądrowego dokonuje się na podstawie częstości jego występowania, a częstość ta tożsama jest z częstością wymogu użycia funkcji bezpieczeństwa dedykowanej dla tego PZI, to w tym punkcie procesu

uwzględnia się analizy probabilistyczne. Ich wpływ polega na sprawdzeniu zgodności częstości występowania PZI z kryteriami probabilistycznymi dla stanów obiektu jądrowego. Wydaje się to wtórnym działaniem – ale w praktyce, modele częstości PZI w momencie przypisania do stanów obiektu jądrowego mogą być w początkowej fazie rozwojowej lub wręcz przypisanie może opierać się o wartości z literatury nt. podobnych obiektów jądrowych. Gdy dostępne są dokładne modele PSA, następuje weryfikacja częstości występowania PZI i na tej podstawie może ono być przypisane do innego stanu obiektu jądrowego niż pierwotnie. W takim wypadku, dla funkcji aktywowanych w tym PZI zaczynają obowiązywać inne kryteria przypisania do kategorii bezpieczeństwa.

Możliwa jest sytuacja, w której ze względu na niższą częstość występowania wyznaczoną z modelu PSA, należałoby przypisać PZI do innego stanu obiektu jądrowego. Jednak ze względu na możliwe konsekwencje, wyrażone przez kryteria projektowe takie jak np. temperatura paliwa czy wielkość potencjalnych uwolnień substancji promieniotwórczej, podjęto decyzję o pozostawieniu pierwotnego przypisania. W procesie klasyfikacji należy wtedy użyć kryteriów zgodnych ze stanem obiektu jądrowego – gdyż analizy probabilistyczne mają rolę pomocniczą względem analiz konsekwencji.

4.1.8 Modyfikacja procedury MAEA dla reaktorów badawczych

Kategoryzacja funkcji bezpieczeństwa przebiega w uporządkowany sposób. Dla każdego PZI, w którym używana jest funkcja wyznacza się konsekwencje jej utraty, oraz częstość występowania PZI. Następnie nadaje się funkcji kategorię, wg macierzy kategoryzacji, z zastosowaniem czynników podwyższających. Funkcja otrzymuje ostatecznie najwyższą kategorię spośród analizowanych PZI. Ponieważ analizy deterministyczne są czasochłonne i drogie (ze względu na moc obliczeniową potrzebną w obliczeniach kodów jądrowych), w praktyce, często na wstępie identyfikuje się PZI z największymi potencjalnymi konsekwencjami, które będzie analizowane. Jest to podstawa kategoryzacji funkcji bezpieczeństwa.

Autor w swojej publikacji [13] proponuje dodatkowy czynnik modyfikujący kategorię dla funkcji bezpieczeństwa w reaktorach badawczych. W reaktorach badawczych ze względu na mniejsze moce i rozmiary, częściej niż w reaktorach energetycznych, stosuje się uniwersalne systemy bezpieczeństwa aktywowane w momencie wystąpienia więcej niż jednego PZI. Możliwa jest więc sytuacja, że funkcja dedykowana do kilku PZI będących awariami projektowymi, ma łączną częstość wymogu użycia przekraczającą próg normalnej eksploatacji

(częściej niż raz na sto lat pracy reaktora). W efekcie, SEKW realizujące tę funkcję otrzymają niższą klasę i podlegać będą mniej rygorystycznym wymagom technicznym i eksploatacyjnym, natomiast aktywowane będą równie często jak te dedykowane dla normalnej eksploatacji. Może to powodować niezgodność poziomu ryzyka i zastosowanych środków technicznych.

Proponowany czynnik podwyższający kategorię bezpieczeństwa polega na zsumowaniu częstości wymogu użycia funkcji bezpieczeństwa dla wszystkich PZI, w których jest aktywowana. Jeśli suma przekracza próg częstości dla stanu obiektu jądrowego, do którego zakwalifikowano PZI będące podstawą kategoryzacji, należy podwyższyć klasę bezpieczeństwa o jeden.

Sposób sumowania częstości wymogu użycia funkcji bezpieczeństwa określa poniższa formuła:

$$\lambda_{i_wym} = \sum_{j=1}^m \lambda_{i,j} \quad (2)$$

gdzie:

λ_{i_wym} – łączna częstość wymogu dla i-tej funkcji bezpieczeństwa

m – liczba PZI, w których aktywowana jest i-ta funkcja bezpieczeństwa

λ_{ij} – częstość wymogu użycia i-tej funkcji bezpieczeństwa w j-tym PZI

4.1.9 Klasyfikacja bezpieczeństwa SEKW

W następnym kroku SEKW „dziedziczą” klasę bezpieczeństwa odpowiadającą kategorii funkcji bezpieczeństwa, którą realizują. Tak zidentyfikowana klasa bezpieczeństwa SEKW także może podlegać modyfikacji, ze względu na czynniki omówione poniżej.

Instrukcja MAEA TECDOC-1787 [11] podaje, że SEKW może mieć obniżoną klasę bezpieczeństwa jeśli udowodnione zostanie, że jego użycie nie jest wymagane natychmiast po wystąpieniu PZI.

Należy przestrzegać zasad separacji SEKW o różnych klasach. Jeśli wymagane jest połączenie dwóch SEKW o różnych klasach bezpieczeństwa, to SEKW stanowiący to połączenie powinien być przypisany do wyższej klasy. Celem jest uniknięcie uszkodzenia istotnych dla bezpieczeństwa funkcji reaktora przez urządzenia niższej klasy.

Podobnie, jeśli w projekcie obiektu jądrowego są SEKW nie realizujące bezpośrednio żadnej funkcji bezpieczeństwa – ale ich poprawne działanie jest wymagane dla realizacji danej funkcji bezpieczeństwa, to powinny być sklasyfikowane zgodnie z wielkością tego oddziaływania (czyli konsekwencji ich awarii, gdy użycie funkcji jest wymagane).

4.1.10 Schemat procedury klasyfikacji bezpieczeństwa SEKW

Autor proponuje porządek i numerację czynników mających wpływ na kategorię i klasę bezpieczeństwa według dokumentu MAEA SSG-30 [9], uwzględniając wymogi z ustawy Prawo Atomowe:

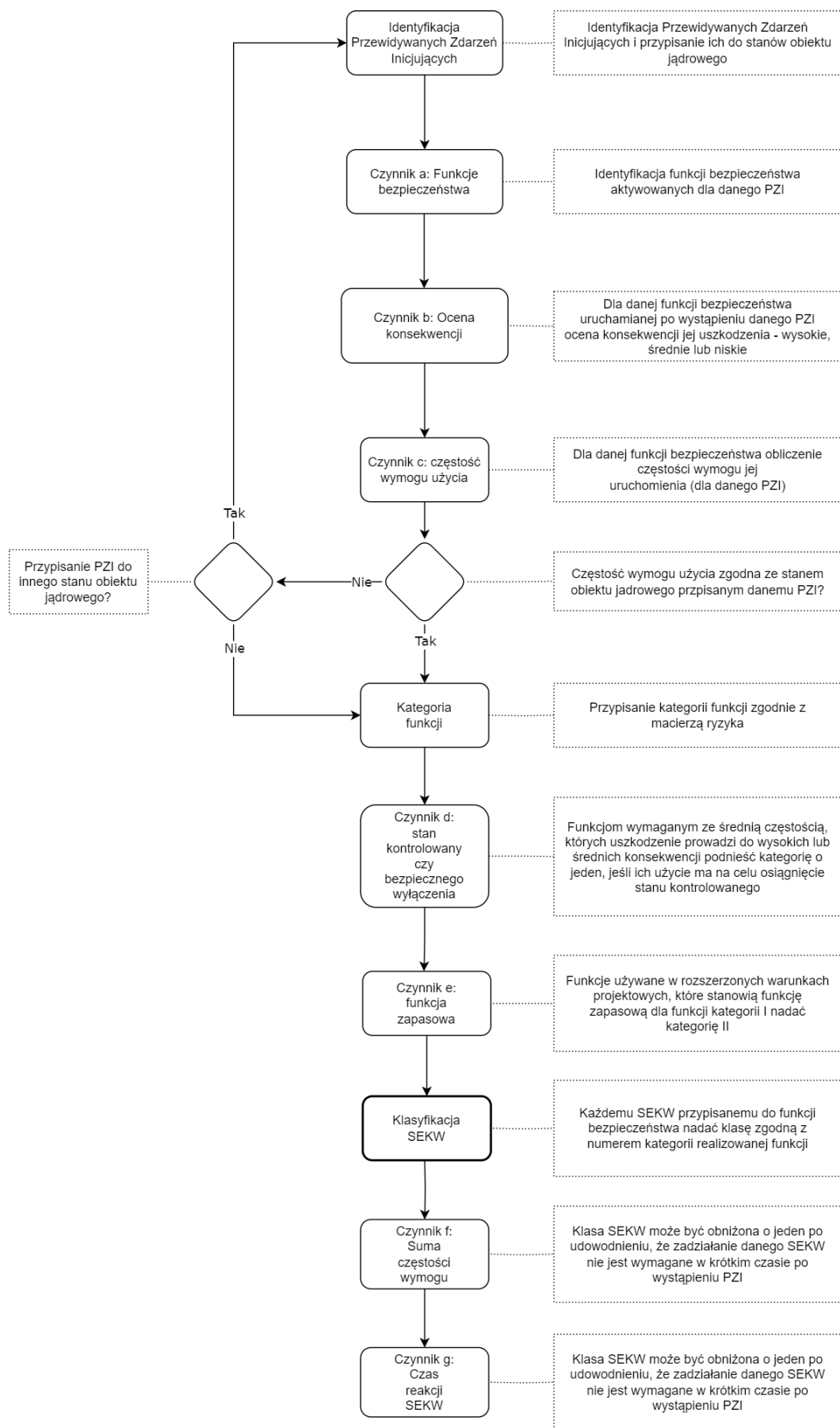
Kategoryzacja funkcji bezpieczeństwa uwzględnia czynniki:

- a. Realizowana funkcja bezpieczeństwa
- b. Konsekwencje utraty funkcji bezpieczeństwa
- c. Częstość PZI wymagającego użycia funkcji bezpieczeństwa
- d. Znaczenie funkcji w osiągnięciu stanu kontrolowanego lub bezpiecznego wyłączenia
- e. Podwyższenie kategorii dla funkcji rezerwowych wobec funkcji KB1 ograniczających konsekwencje PZI należących do rozszerzonych warunków projektowych
- f. Podwyższenie kategorii wg czynnika zsumowanej częstości wymogu

Klasyfikacja SEKW uwzględnia czynniki:

- g. Obniżenie klasy bezpieczeństwa dla SEKW, których aktywacja nie jest wymagana w krótkim czasie po wystąpieniu PZI

Poniżej (Rysunek 7) przedstawiono schemat opracowanej procedury klasyfikacji bezpieczeństwa reaktora badawczego. Stanowi to podsumowanie realizacji celu nr 1 tej pracy.



Rysunek 7. Schemat procesu klasyfikacji bezpieczeństwa SEKW obiektu jądrowego

4.2 KLASYFIKACJA BEZPIECZEŃSTWA REAKTORA MARIA

Autor w swojej publikacji na temat procesu klasyfikacji [13] przedstawia wybrane wyniki procesu klasyfikacji bezpieczeństwa reaktora MARIA. Należy wyjaśnić, że modele PSA stworzone dla reaktora MARIA podlegają aktualizacji wynikającej z lepszego zrozumienia procesu eksploatacji, dostępności nowych danych o historii eksploatacji oraz uwag PAA na temat poprawności modeli. Przedstawione wyniki odpowiadają stanowi z daty publikacji, lecz obecnie mogły ulec zmianom. Autor nie ma upoważnienia do prezentacji całości danych i wyników z procesu klasyfikacji reaktora MARIA. Prezentowane są wybrane i zaakceptowane do publikacji przez kierownictwo reaktora fragmenty.

Przedstawione poniżej (Tabela 5) wyniki dotyczą kategoryzacji funkcji bezpieczeństwa, które aktywowane są dla więcej niż jednego PZI. Celem tego zestawienia jest sprawdzenie wpływu na procedurę kategoryzacji zaproponowanego rozszerzenia o dodatkowy czynnik dla tego typu „uniwersalnych” funkcji.

Dla funkcji bezpieczeństwa (Tabela 5) podano (od lewej, po nazwie funkcji):

- a. Konsekwencje utraty funkcji bezpieczeństwa w najgorszym scenariuszu
- b. Częstość wymogu użycia funkcji bezpieczeństwa w najgorszym scenariuszu
- c. Łączną częstość wymogu użycia funkcji wraz z liczbą PZI, które tego wymagają
- d. Kategorię nadaną wg częstości z pkt. b
- e. Kategorię nadaną wg częstości z pkt. c

Tabela 5. Kategoryzacja wybranych funkcji bezpieczeństwa reaktora MARIA

Funkcja bezpieczeństwa	Konsekwencje utraty f. bezp.	Częstość wymogu użycia (ind.)	Częstość wymogu użycia (łącz.)	KB (ind.)	KB (łącz.)
Detekcja i kompensacja odchyłeń od krytyczności	niskie	wysoka	wysoka (3)	3	3
Detekcja przekroczenia szybkości wprowadzania dodatniej reaktywności	niskie	średnia	wysoka (2)	3	3
Awaryjne wyłączanie reaktora	wysokie	średnia	wysoka (18)	2	1
Odprowadzanie ciepła powyłłączeniowego	wysokie	wysoka	wysoka (18)	1	1
Detekcja niespełnienia kryteriów eksploatacyjnych chłodzenia paliwa	wysokie	wysoka	wysoka (11)	1	1
Sygnalizacja alarmowa – pożarowa	niskie	wysoka	wysoka (5)	3	3
Awaryjne ręczne wyłączanie reaktora	wysokie	wysoka	wysoka (7)	1	1
Wykrywanie awarii z ucieczką wody	wysokie	wysoka	wysoka (4)	1	1
Zapewnienie osłony biologicznej rdzenia i basenu przechowawczego	niskie	średnia	średnia (2)	3	3
Ograniczanie uwolnień z obiektu	średnia	wysoka	wysoka (5)	2	2

Z powyższej tabeli odczytać można, że dla dwóch funkcji łączna częstość jest w innej kategorii jakościowej (wysokie) niż częstość indywidualna z PZI stanowiącego scenariusz prowadzący do najpoważniejszych konsekwencji (średnie). Obie funkcje omówiono poniżej.

Funkcja awaryjnego wyłączenia reaktora jest używana w osiemnastu PZI. Polega ona na automatycznym wyłączeniu reaktora w odpowiedzi na pojawiające się sygnały z czujników reaktora lub ręcznym wyłączeniu przez operatora. Użycie tej funkcji wymagane jest we wszystkich PZI zachodzących podczas pracy reaktora z mocą nominalną np. zakłóceniach reaktywności, problemach z systemem chłodzenia lub utracie zasilania zewnętrznego. Utrata funkcji awaryjnego wyłączenia prowadzi do konsekwencji na poziomie wysokim w najgorszym scenariuszu. W tym scenariuszu, częstość wymogu użycia funkcji awaryjnego wyłączenia osiąga poziom średni. Natomiast łączna częstość wymogu z wszystkich osiemnastu PZI daje wynik na poziomie wysokim. Jest to więc sytuacja, gdy proponowany czynnik *f* (Rysunek 7) podwyższa kategorię z drugiej na pierwszą. Wcześniej jednak podwyższenie kategorii powoduje czynnik *d*, ze względu na znaczenie omawianej funkcji w osiągnięciu stanu kontrolowanego (potrzeba szybkiej aktywacji).

Funkcja detekcji przekroczenia szybkości wprowadzania dodatniej reaktywności używana jest w dwóch PZI. Mimo to, częstość wymogu użycia tej funkcji rośnie z poziomu średniego dla najgorszego scenariusza do poziomu wysokiego po zsumowaniu z drugim PZI, w którym jest

używana. Kategoria trzecia nadana tej funkcji nie ulega jednak zmianie – zgodnie z macierzą kategoryzacji (Tabela 4).

Powyższe przykłady pokazują metodę stosowania czynnika proponowanego przez Autora – oraz demonstrują jego kompatybilność z innymi czynnikami mającymi wpływ na kategorię i klasę bezpieczeństwa. Proponowane rozszerzenie zapewnia dokładniejsze odwzorowanie ryzyka dla uniwersalnych funkcji bezpieczeństwa tj. stosowanych w wielu scenariuszach awarii. W dodatku, rezultatem nie jest nadanie zbyt konserwatywnej kategorii bezpieczeństwa, ponieważ jak zostało to zademonstrowane – inne czynniki procedury mają równie istotny wpływ na jej wyniki.

5 MODELOWANIE PROBABILISTYCZNE

5.1 ROZWÓJ MODELI PSA REAKTORA MARIA

Modele PSA dla reaktora MARIA rozwijane były w roku 2017 przez specjalistów z Zakładu Energetyki Jądrowej i Analiz Środowiska NCBJ przy udziale pracowników reaktora różnych specjalności, znających projekt reaktora, jego systemy i urządzenia oraz obowiązujące procedury. Od 2018 roku Autor był głównym wykonawcą analiz probabilistycznych na potrzeby projektu klasyfikacji bezpieczeństwa reaktora MARIA.

W trakcie spotkań projektowych zidentyfikowano 19 PZI, dla których stworzono drzewa błędów w celu wyznaczenia ich częstości. Ich szczegółowość, w zależności od złożoności zagadnienia była różna – od kilku do kilkudziesięciu zdarzeń bazowych. Modele tworzone były w oprogramowaniu Saphire 8 stworzonym przez US NRC przy udziale Idaho National Laboratory.

Model PZI to początek drzewa zdarzeń (Rysunek 8), które zbudowano dla każdego PZI występującego podczas pracy z mocą nominalną. Każde drzewo zdarzeń ma podobny ogólny schemat:

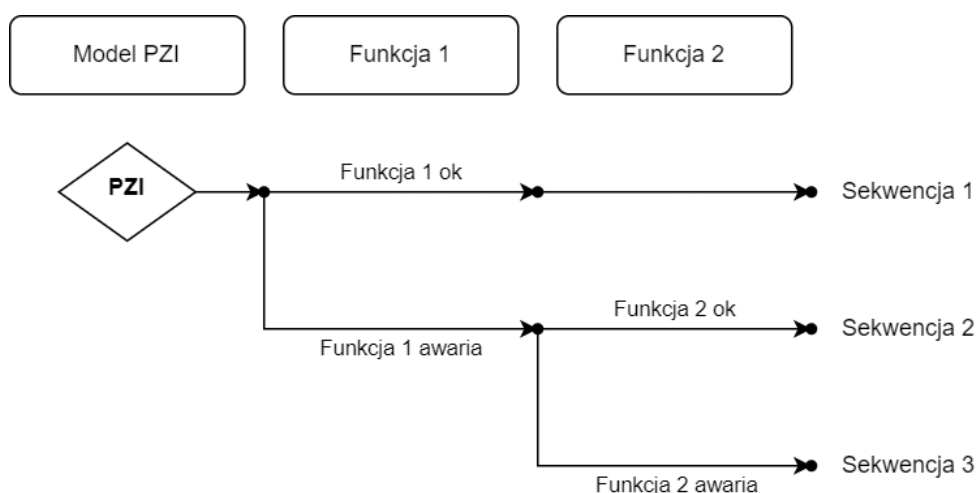
- a. Podstawa drzewa – model PZI wyznaczający jego częstość
- b. System diagnostyki i wyłączenia reaktora – wyłączenie automatyczne lub ręczne
- c. Chłodzenie przez pompy główne
- d. Chłodzenie przez pompy powyłłączeniowe
- e. Awaryjne systemy chłodzenia

Sekwencje odwzorowane w drzewie zdarzeń przebiegają według tego schematu następująco: po wystąpieniu PZI następuje wykrycie zakłócenia przez system diagnostyki i automatyczne wyłączenie reaktora – a w niektórych przypadkach, gdy konieczna jest diagnoza problemu przez człowieka – następuje ręczne wyłączenie przez operatora. Następnie reaktor chłodzony jest przez pompy główne reaktora odbierające ciepło powyłłączeniowe, by po kilku minutach nastąpiło przełączenie na pompy powyłłączeniowe. W razie problemów z systemem chłodzenia przez pompy główne jak i powyłłączeniowe następuje aktywacja systemów zapewniających dodatkowe chłodzenie paliwa.

Drzewo zdarzeń danego PZI zawiera modele wspomnianych funkcji bezpieczeństwa w postaci drzew błędów (Rysunek 9). Służą one wyznaczeniu prawdopodobieństwa zdarzenia

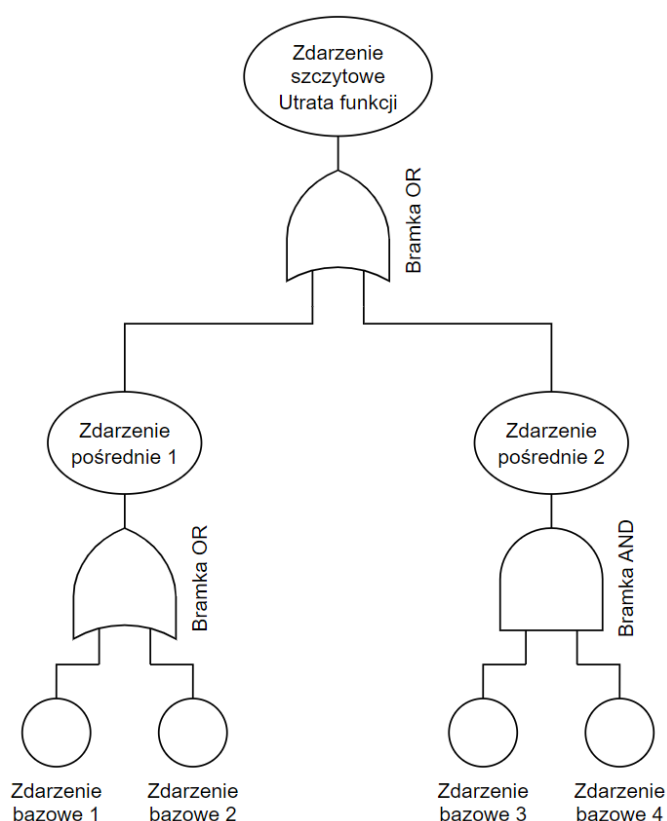
polegającego na utracie danej funkcji bezpieczeństwa. Program oblicza także dopełnienie tego zdarzenia tj. prawdopodobieństwo prawidłowego działania funkcji. Pozwala to na wyznaczenie prawdopodobieństwa wystąpienia różnych scenariuszy rozwoju awarii w reaktorze (sekwencji awaryjnych). Na przykład, w analizie PSA poziomu pierwszego, modele te służą do wyznaczenia częstości uszkodzenia rdzenia (ang. core damage frequency). Na potrzeby procesu klasyfikacji, są one zaś niezbędne do wyznaczenia częstości wymogu użycia pewnych funkcji zapasowych tj. aktywowanych w momencie utraty podstawowych systemów reaktora.

Na poniższym schemacie (Rysunek 8) przedstawiono drzewo zdarzeń i ogólny model rozwoju sekwencji awaryjnej. Drzewo zaczyna się od zdarzenia inicjującego (PZI), które wymaga użycia funkcji dedykowanej nr 1, a w przypadku jej awarii, także funkcji zapasowej nr 2. Sekwencja 1 polega na prawidłowej aktywacji funkcji nr 1 po wystąpieniu PZI, co zamyka sekwencję zdarzeń. Sekwencja 2 to wystąpienie PZI, awaria funkcji nr 1 i udana aktywacja zapasowej funkcji nr 2. Sekwencja 3 to wystąpienie PZI i kolejno awaria obu funkcji: wymaganej nr 1 i zapasowej nr 2.



Rysunek 8. Drzewo zdarzeń – ogólny model dla analizy danego PZI

Poniżej (Rysunek 9) przedstawiono ogólny model drzewa błędów. Jest to model utraty funkcji bezpieczeństwa. Utrata funkcji następuje, gdy wystąpi jedno z dwóch, lub oba zdarzenia pośrednie (zgodnie z logiką bramki OR). Zdarzenie pośrednie 1 także zawiera bramkę OR – zachodzi więc gdy wystąpi przynajmniej jedno z dwóch zdarzeń bazowych (numery 1 i 2). Zdarzenie pośrednie 2 zawiera bramkę AND – zachodzi więc gdy wystąpią jednocześnie zdarzenia bazowe o numerach 3 i 4.



Rysunek 9. Drzewo błędów – ogólny model utraty funkcji bezpieczeństwa

5.2 ANALIZA I INTEGRACJA ŹRÓDEŁ DANYCH WEJŚCIOWYCH

Podczas prac nad modelami PSA reaktora MARIA dużo czasu poświęcono problemowi wyboru źródła danych wejściowych do tychże modeli. Jako dane wejściowe należy rozumieć częstości awarii pojedynczych urządzeń reaktora, lub nawet bardziej szczegółowe, częstości występowania różnych trybów awarii (ang. failure mode) danego typu urządzenia. Źródła literaturowe tego typu danych dla przemysłu jądrowego omówiono w rozdziale 3.3.

Do użycia w analizach PSA reaktora MARIA zakwalifikowano bazę danych US NRC [48] oraz bazę danych MAEA [8]. Ze względu na kompletność bazy US NRC w momencie tworzenia modeli (lata 2017 i 2018) to ona była głównym źródłem danych wejściowych. Baza MAEA mimo, że dotyczy reaktorów badawczych to w tamtym czasie nie dorównywała jakością bazie

US NRC. W wersji z 1997 [51] informacja o danym trybie awarii w kilku przypadkach dostępna była z jednego tylko reaktora. Aktualizacja z roku 2020 [8] jest o wiele bardziej kompletna w tym zakresie. W ogólnym ujęciu, bazę danych tworzą informacje z różnych reaktorów badawczych, co skutkuje dużą rozbieżnością informacji o częstości awarii dla danego urządzenia. Powoduje to dodatkową trudność w wyborze danych wejściowych do modeli PSA reaktora badawczego. Wybór wartości konserwatywnych może prowadzić do nadmiernie pesymistycznych modeli, a każdy inny wymaga starannego uzasadnienia przed regulatorem.

Porównanie baz danych MAEA i US NRC do bazy danych historycznych reaktora MARIA, omawianej w poniższych rozdziałach, opisano w niepublikowanej jeszcze pracy Autora [60].

5.2.1 Dane historyczne reaktora MARIA

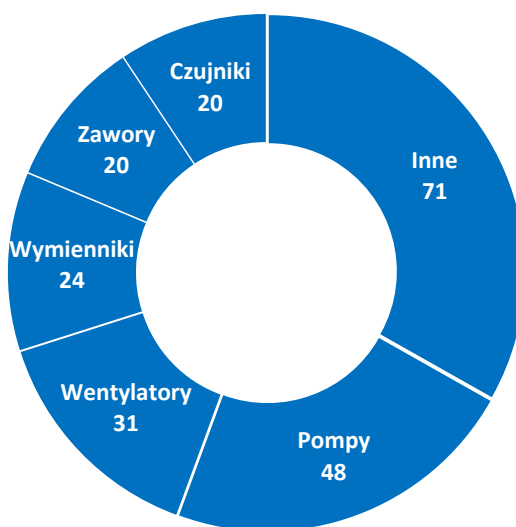
Reaktor MARIA jest w eksploatacji od roku 1974. Przez ten czas gromadzono szczegółowe zapisy na temat awarii urządzeń reaktora. Są to dane historyczne, które także stanowią dane źródłowe do analiz PSA.

Dane historyczne o awariach urządzeń reaktora pochodzą z tzw. „kart niesprawności” wypełnianych przez operatorów i pracowników obsługi technicznej. Każda karta zawiera:

- datę wykrycia awarii
- nazwę uszkodzonego urządzenia
- nazwę kodową uszkodzonego urządzenia
- opis uszkodzenia i jego konsekwencji
- wymagane działania naprawcze
- opis podjętych działań (wraz z testami poprawności działania po naprawie)
- datę zamknięcia zgłoszenia

Aby można było wykorzystać dane z kart niesprawności w analizach PSA, muszą one zostać skatalogowane w bazie danych. Jest to proces czasochłonny, gdyż wymaga sprawdzenia informacji na kartach i dopasowania ich do nazw kodowych urządzeń reaktora. Na podstawie opisów awarii i dokonanych napraw, należy też wskazać tryb uszkodzenia, co służy do dalszej obróbki danych przy użyciu narzędzi analiz probabilistycznych.

Na potrzeby tej pracy zebrano dane historyczne o awariach urządzeń reaktora w latach 2000 - 2023. Łączna liczba skatalogowanych awarii to 214 (Rysunek 10):



Rysunek 10. Dane historyczne reaktora MARIA z podziałem na rodzaje urządzeń

Drugim składnikiem danych historycznych jest łączny czas pracy reaktora z mocą nominalną w analizowanym okresie. Reaktor MARIA pracuje z mocą nominalną ok. 170 godzin w jednym cyklu produkcyjnym, po którym następuje obsługa techniczna i przygotowanie do kolejnego cyklu. Zwykle, liczba godzin pracy reaktora w ciągu roku wynosi łącznie ok. 4000, choć zdarzały się lata, gdy reaktor nie był uruchamiany, z powodu przedłużonych okresów obsługi technicznej. W każdym roku omawianego okresu, dokładna liczba godzin pracy reaktora z mocą nominalną jest znana.

5.2.2 Zastosowane modele probabilistyczne

W drzewach błędów modeli PSA zdarzenia bazowe opisane są jednym z trzech modeli prawdopodobieństwa:

- a. Ciągły (ang. continuous) model prawdopodobieństwa [52]
- b. Model prawdopodobieństwa awarii w momencie aktywacji (ang. on demand mode) [52]
- c. Model prawdopodobieństwa błędów ludzkich [47]

W analizie danych historycznych reaktora MARIA skupiono się w całości na pierwszym rodzaju modelowania prawdopodobieństwa. Tego rodzaju model wymaga zastosowania rozkładu prawdopodobieństwa uszkodzenia w zależności od czasu pracy urządzenia.

Podstawowy model probabilistyczny zastosowany w analizie danych historycznych reaktora MARIA to rozkład wykładniczy, którego jedyny parametr to częstość uszkodzeń (oznaczana zwykle jako λ), dla danego urządzenia obliczana wg wzoru:

$$\lambda = \frac{\text{liczba uszkodzeń}}{\text{łączny czas pracy}} [1/\text{godz.}] \quad (3)$$

Podstawowe założenie stosowania rozkładu wykładniczego to niezmienność w czasie częstości uszkodzeń λ .

Prawdopodobieństwo uszkodzenia urządzenia dla danego czasu pracy t , wyznacza się dla rozkładu wykładniczego zgodnie z równaniem (1).

Częstość uszkodzeń wyznaczona dla całego urządzenia lub trybu awarii różnić się będzie dla różnych egzemplarzy danego urządzenia. Częstość uszkodzeń można opisać rozkładem statystycznym, aby określić zmienność awaryjności w populacji takich samych urządzeń. W bazie danych US NRC stosuje się w tym celu rozkład Gamma:

$$f_{\text{Gamma}}(\lambda; \alpha, \beta) = \frac{\beta^\alpha}{\Gamma(\alpha)} \lambda^{\alpha-1} e^{-\lambda\beta} \quad (4)$$

gdzie:

- λ - częstość uszkodzeń (zmienna losowa)
- α, β - parametry rozkładu
- $\Gamma()$ - funkcja gamma

Rozkład ten jest stosowany w bazie danych US NRC, gdyż pozwala w bardzo prosty sposób zastosować wnioskowanie bayesowskie do aktualizacji rozkładu z bazy danych przy użyciu danych historycznych z analizowanego obiektu jądrowego:

$$\begin{aligned} \alpha_{\text{post.}} &= x + \alpha \\ \beta_{\text{post.}} &= t + \beta \end{aligned} \quad (5)$$

gdzie:

- $\alpha_{\text{post.}}, \beta_{\text{post.}}$ - parametry rozkładu a posteriori
- x - liczba uszkodzeń analizowanego urządzenia w badanym czasie t
- α, β - parametry rozkładu a priori

W analizach danych historycznych reaktora MARIA zastosowano także model Crow-AMSAA [54] tj. model oparty na niejednorodnym procesie Poissona i funkcji intensywności uszkodzeń Weibulla:

$$U(t) = \lambda \beta t^{\beta-1} \quad (6)$$

gdzie

$$\beta, \lambda, t > 0$$

Model ten pozwala zweryfikować w przystępny sposób założenie o niezmienności w czasie częstości uszkodzeń danego urządzenia. Parametr β modelu przyjmuje wartości bliskie jedności w sytuacji, gdy częstość uszkodzeń nie zmienia się w znacznym stopniu. Wartości β większe od jedności oznaczają rosnącą częstość uszkodzeń (np. procesy starzeniowe powodujące więcej awarii). Mniejsze od jedności wartości parametru β oznaczają zmniejszającą się częstość uszkodzeń – na przykład na skutek lepszych procedur obsługi technicznej.

Model Crow-AMSAA [54] był stworzony i rozwijany do zastosowań w analizach wzrostu niezawodności (ang. reliability growth). Dla opisanych wyżej przypadków zmieniającej się w czasie częstości uszkodzeń, pozwala na prognozowanie kierunku i wartości tych zmian, co ma zasadnicze znaczenie dla bezpiecznej eksploatacji obiektu jądrowego. Jak zwykle w przypadku ekstrapolacji, aby zmniejszyć jej niepewność, warto dysponować dużą próbką danych wejściowych do modelu – na przykład flota co najmniej trzech urządzeń i ok. dziesięciu awarii dla każdego z nich. Podobnej wielkości próby statystyczne są dostępne w bazie danych historycznych reaktora MARIA.

5.2.3 Identyfikacja próby statystycznej dla urządzeń reaktora

Aby przeprowadzić porównanie bazy danych historycznych reaktora MARIA oraz baz danych MAEA i US NRC wyłoniono trzy rodzaje urządzeń reaktora MARIA, z zadowalającą wielkością próby. Są to:

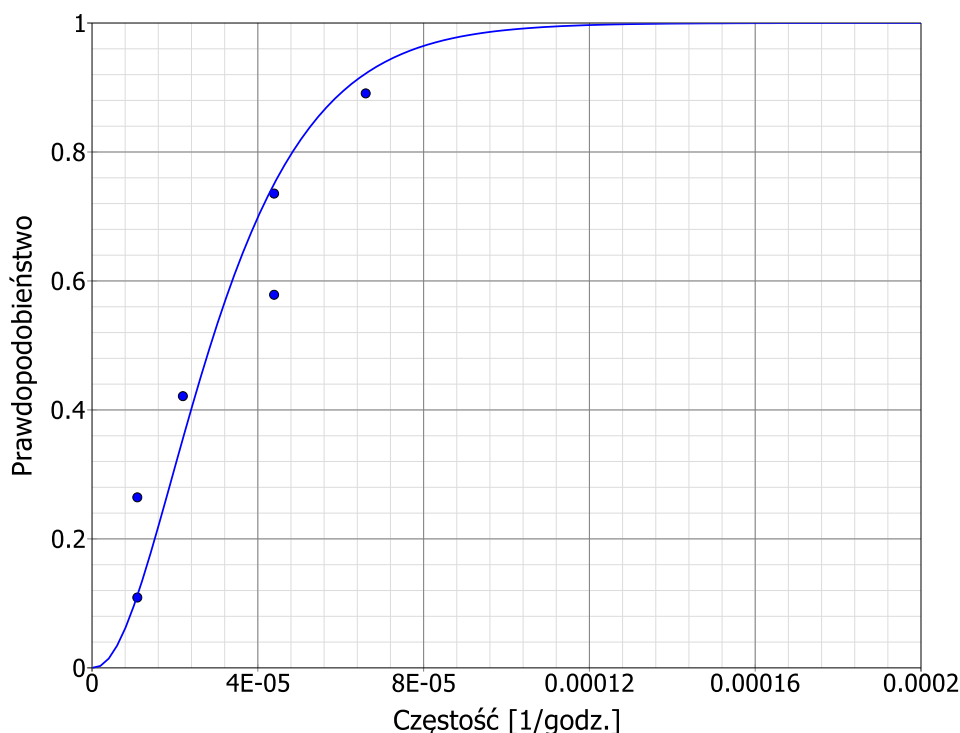
- a. Pompy główne reaktora MARIA
- b. Wymienniki ciepła układu chłodzenia kanałów paliwowych
- c. Wentylatory chłodni

Urządzenia tego typu są obecne w większości istniejących i planowanych reaktorów badawczych. Są także niezbędne do realizacji jednej z fundamentalnych funkcji bezpieczeństwa tj. zapewnienia chłodzenia rdzenia i zużytego paliwa. Wybór ten stanowi więc

podstawę do wnioskowania o wpływie analiz probabilistycznych na wynik klasyfikacji bezpieczeństwa.

5.2.4 Procedura porównawcza

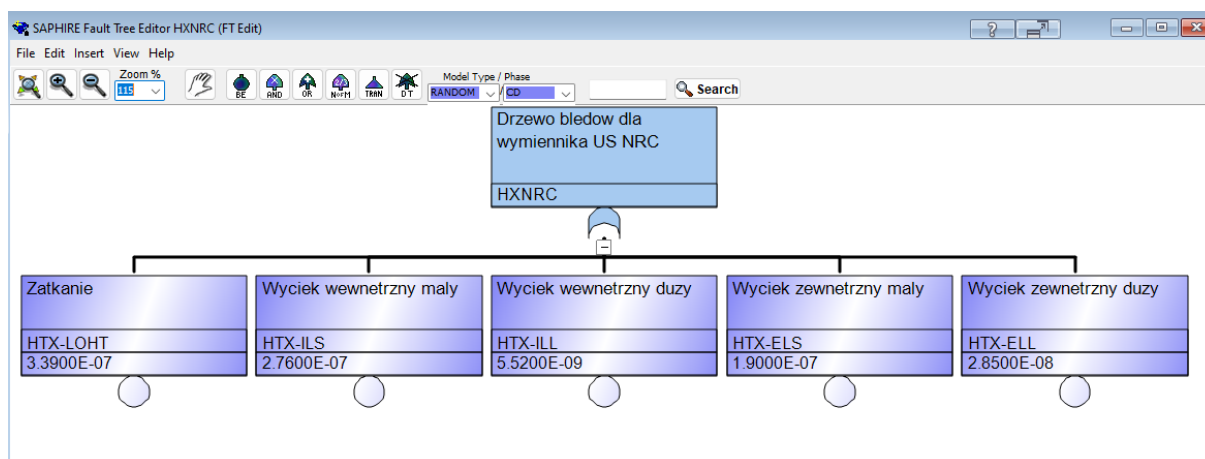
Dane historyczne opisane wyżej wykorzystano do obliczenia częstości uszkodzeń każdej sztuki urządzenia, wg równania (3). Następnie, korzystając z komercyjnego pakietu oprogramowania statystycznego Weibull++, dopasowano parametry rozkładu Gamma (równanie 4) do próbki częstości danego typu urządzeń. Znając parametry rozkładu Gamma, w następnym kroku wyznaczono wartość średnią częstości oraz wartości centyli rzędu 5, 25, 75 i 95. Wartości te biorą udział w porównaniu baz danych. Poniżej (Rysunek 11) pokazano przykład dopasowania rozkładu gamma do danych historycznych z eksploatacji wymienników ciepła w układzie chłodzenia kanałów paliwowych reaktora MARIA. Funkcja na wykresie to dystrybuenta rozkładu Gamma, która pozwala odczytać, dla zadanej wartości częstości awarii (oś rzędnych), prawdopodobieństwo, że losowy przedstawiciel populacji będzie miał niższą lub równą częstość awarii.



Rysunek 11. Dystrybuenta rozkładu Gamma danych historycznych o częstości awarii wymienników ciepła reaktora MARIA

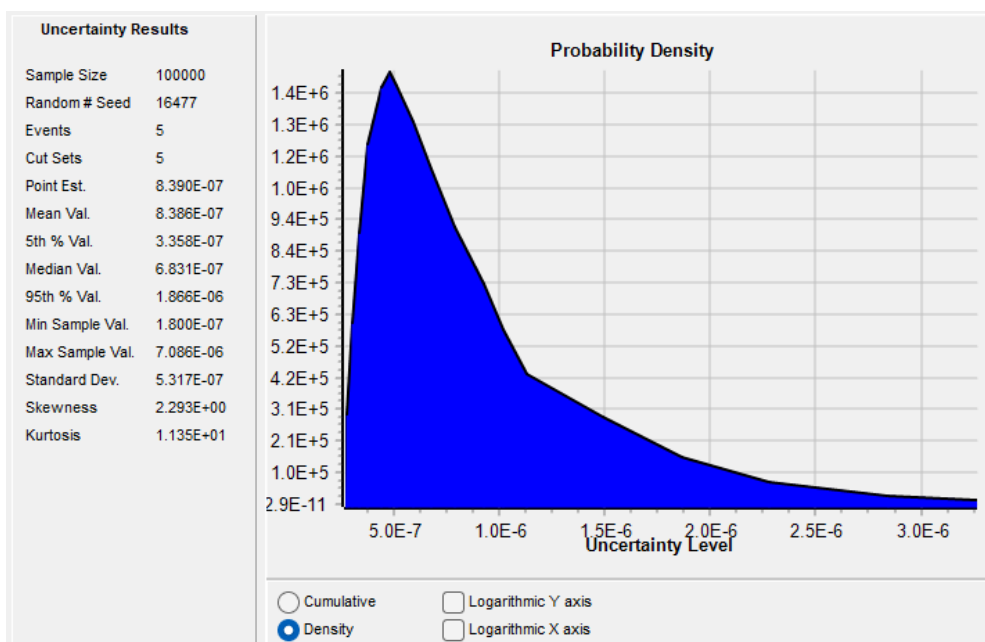
Ponieważ w bazie danych US NRC informacje o danym urządzeniu podzielone są na tryby uszkodzeń, należało je scalić, aby uzyskać model całego urządzenia możliwy do porównania z danymi z reaktora MARIA. Wykorzystano w tym celu oprogramowanie Sapphire 8, w którym

zbudowano model drzewa błędów dla każdego typu urządzenia biorącego udział w porównaniu. Zdarzenie szczytowe każdego z tych drzew określa bramka logiczna OR, czyli awaria urządzenia na skutek wystąpienia dowolnego ze zdarzeń bazowych wchodzących do bramki. Zdarzenia bazowe zawierają parametry rozkładu Gamma, z bazy US NRC dla danego trybu awarii. Tak skonstruowany model urządzenia pozwala na wyznaczenie analityczne średniej wartości częstości uszkodzeń oraz na przeprowadzenie symulacji Monte Carlo i wyznaczenie centyli rzędu 5, 25, 75 i 95 dla częstości. Przykładowe drzewo błędów w oknie edycji programu Sapphire 8 pokazano poniżej (Rysunek 12).



Rysunek 12. Przykładowe drzewo błędów w oprogramowaniu Sapphire 8

Poniżej (Rysunek 13) pokazano wynik zastosowania algorytmu próbkowania Monte Carlo drzewa błędów wymiennika ciepła według US NRC z powyższego przykładu.



Rysunek 13. Wynik próbkowania częstości uszkodzeń drzewa błędów (Rysunek 12) w programie Sapphire 8

Baza danych MAEA oprócz podziału na tryby awarii, zawiera od kilku do kilkunastu rekordów dla każdego trybu, pochodzących z różnych reaktorów badawczych. Aby utworzyć model porównawczy urządzenia, wykorzystano oprogramowanie Weibull++ do dopasowania parametrów rozkładu Gamma do próby tego samego trybu awarii w różnych reaktorach badawczych (analogicznie do: Rysunek 11). Otrzymane parametry modeli różnych trybów awarii przeniesiono następnie do oprogramowania Saphire i powtórzono procedurę tworzenia drzewa błędów urządzenia jak dla danych z bazy US NRC. Następnie wyznaczono wartość średnią częstości i wartości centyli do porównania.

Porównanie baz danych polega na utworzeniu wykresu zawierającego wielkości statystyczne (średnia i charakterystyczne centyle) określające model częstości uszkodzeń danego typu urządzenia. Użycie centyli pozwala na weryfikację statystycznego podobieństwa bądź różnicy modeli pochodzących z analizowanych baz danych. Jeśli zakresy wyznaczane przez dany rząd centyla nachodzą na siebie to możemy mówić o podobieństwie statystycznym (na poziomie ufności wyznaczonym przez rząd centyla). Jeśli podobieństwo statystyczne widoczne jest dla większej liczby modeli to można wnioskować o podobieństwie i zamienności stosowania baz danych.

5.2.5 Analiza pomp głównych

Pompy główne reaktora MARIA to cztery urządzenia widoczne poniżej (Rysunek 14), których czas eksploatacji w analizowanym okresie to 90,000 godzin. W każdym cyklu produkcyjnym pompy pracują na zmianę tj. dwie aktywne i dwie rezerwowe. Założono więc, że każda pompa przepracowała 45,000 godzin na 90,000 godzin pracy reaktora w analizowanym okresie. Z 48 uszkodzeń pomp reaktora, 26 przypada na pompy główne. Są to różne tryby uszkodzeń. Aby zachować zadowalający rozmiar próby nie tworzone oddzielnych modeli dla poszczególnych trybów uszkodzeń a jedynie wspólny model pompy głównej. Znana jest dokładna liczba uszkodzeń przypadająca na każdy egzemplarz i te informacje posłużyły do obliczenia częstości uszkodzeń dla wszystkich czterech pomp. Następnie użyto oprogramowania Weibull++ do dopasowania do tych czterech wartości parametrów rozkładu Gamma (równanie 4). W kolejnym kroku model ten służy do wyznaczenia wartości średniej częstości uszkodzeń i wartości centyli rzędu 5, 25, 75 i 95.



Rysunek 14. Pompy głównego układu chłodzenia kanałów paliwowych reaktora MARIA

Baza danych US NRC zawiera cztery tryby awarii pomp chłodzących, które posłużyły do budowy modelu porównawczego:

- a. Awaria pompy w pierwszej godzinie pracy
- b. Awaria pompy po pierwszej godzinie pracy
- c. Wyciek zewnętrzny mały chłodziwa
- d. Wyciek wewnętrzny duży chłodziwa (rozerwanie)

Tryby a. i b. w bazie danych US NRC to modele dotyczące pomp pracujących cyklicznie z przerwami w roli pompy rezerwowej. Tryb a. dotyczy awarii w pierwszej godzinie po włączeniu pompy z trybu rezerwowego. Tryb c. i d. dotyczą wycieków chłodziwa na zewnątrz pompy.

W bazie danych MAEA zidentyfikowano 91 rekordów pochodzących z 18 reaktorów badawczych, dotyczących pomp chłodzących. Dane podzielone są na tryby awarii:

- a. degradacja pompy
- b. uszkodzenie funkcji (ang. failure to function)

- c. pompa nie pracuje (ang. failure to run)
- d. wyciek

Angielskie nazwy trybów b. i c. są zbliżone. W opisie danych można znaleźć wyjaśnienie: tryb awarii b. zawiera uszkodzenia funkcji drugorzędnych jak np. awaria sterownika silnika pompy, zwarcie w silniku itp. Natomiast tryb c. opisuje uszkodzenie funkcji głównej tj. zdolności pompy do ruchu obrotowego jak np. awaria wirnika pompy, wału itp.

Dane te posłużyły do stworzenia modelu porównawczego wg procedury opisanej w pkt. 5.2.4.

5.2.6 Analiza wymienników ciepła

Wymienniki ciepła w układzie chłodzenia kanałów paliwowych to sześć urządzeń odprowadzających ciepło z obiegu pierwotnego chłodzenia kanałów paliwowych do obiegu wtórnego (Rysunek 15 poniżej). Zainstalowane są one na trzech liniach chłodzących, po dwie sztuki. W każdym cyklu produkcyjnym w użyciu są zawsze dwie linie z trzecią linią w zapasie. Ponieważ strona pierwotna wymienników nie jest odcinana w linii zapasowej, przyjęto, że także wymiennik zapasowy ulega zużyciu w takim samym stopniu jak wymienniki, przez które przepływa chłodziwo. Oznacza to, że na każdą sztukę przypada 90,000 przepracowanych godzin. W bazie danych historycznych reaktora MARIA znajduje się 18 uszkodzeń omawianych wymienników.



Rysunek 15. Wymienniki ciepła układu chłodzenia kanałów paliwowych reaktora MARIA

W bazie danych US NRC zidentyfikowano pięć trybów awarii wymiennika ciepła, na podstawie których zbudowano model porównawczy:

- a. zatkanie
- b. mały wyciek wewnętrzny
- c. duży wyciek wewnętrzny
- d. mały wyciek zewnętrzny
- e. duży wyciek zewnętrzny

W bazie danych MAEA zidentyfikowano 16 rekordów na temat wymienników ciepła, pochodzących z 12 reaktorów badawczych. Tryby awarii znajdujące się w tej próbie to:

- a. degradacja wymiennika
- b. utrata funkcji
- c. rozerwanie
- d. wyciek

Modele porównawcze dla wymienników ciepła stworzono wg procedury opisanej w pkt. 5.2.4.

5.2.7 Analiza wentylatorów

Wentylatory główne to trzy urządzenia znajdujące się w chłodni wentylatorowej reaktora MARIA (Rysunek 16 poniżej). Ich funkcja to wspomaganie procesu oddawania ciepła z obiegów wtórnych chłodzenia reaktora do atmosfery. W cyklu produkcyjnym reaktora wszystkie wentylatory są aktywne. Oznacza to, że każdy przepracował 90,000 godzin w omawianym okresie. W bazie danych reaktora MARIA znajduje się dziewięć zdarzeń, które posłużyły do obliczenia częstości uszkodzeń wentylatorów.



Rysunek 16. Wentylator chłodni wentylatorowej reaktora MARIA

W bazie danych MAEA zidentyfikowano 23 rekordy dotyczące wentylatorów chłodniczych, pochodzące z 7 reaktorów. W tych danych obecne są następujące tryby awarii:

- a. degradacja
- b. utrata funkcji (ang. failure to function)
- c. utrata funkcji obrotowej (ang. failure to run)
- d. wyciek (ang. leakage)

Należy wyjaśnić obecność w zestawieniu trybu awarii o nazwie „wyciek”. Opis bazy danych MAEA podaje, że chodzi tu o uszkodzenia wentylatora, które skutkują ucieczką tłoczonego gazu.

W przypadku wentylatorów chłodni, procedurę opisaną w pkt. 5.2.4 zastosowano bezpośrednio do danych historycznych reaktora MARIA oraz do bazy danych MAEA. W bazie danych US NRC znajduje się jeden tryb awarii dla wentylatorów pracujących w trybie ciągłym. Model porównawczy jest w tym wypadku dostępny bezpośrednio – w postaci parametrów rozkładu Gamma i wartości średniej częstości uszkodzeń, oraz centyli rzędu 5 i 95, podanych w tablicach bazy danych. Centyle rzędu 25 i 75 wyznaczono przy użyciu oprogramowania Weibull++, po wprowadzeniu parametrów rozkładu.

5.2.8 Wyniki porównania baz danych

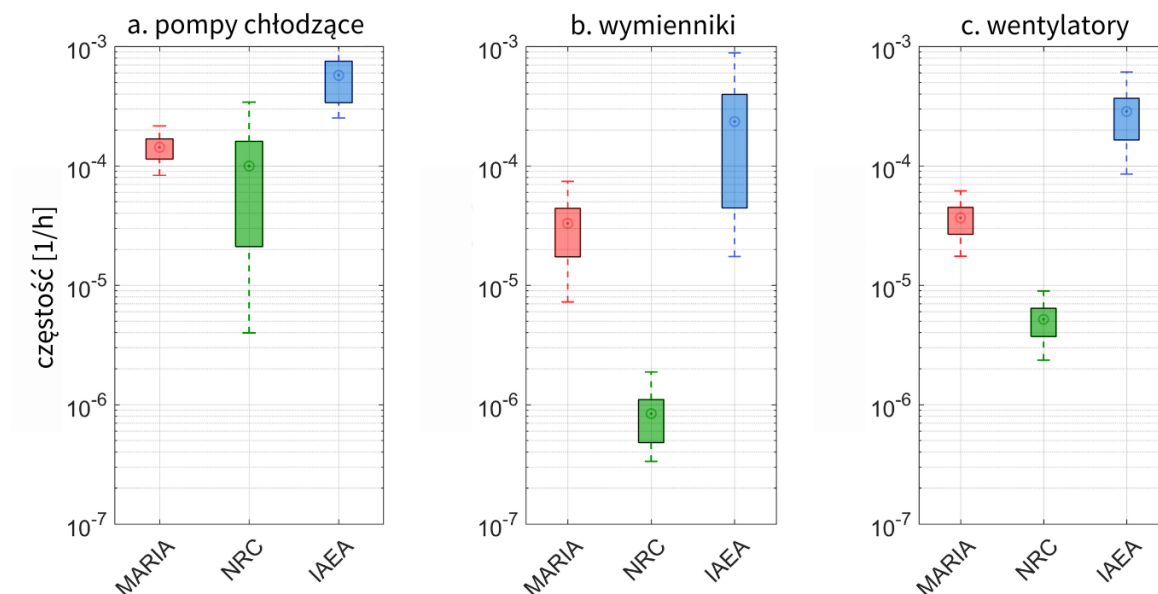
Poniżej (Tabela 6) zebrano wartości charakterystyczne modeli porównawczych w podziale na trzy grupy urządzeń biorących udział w porównaniu baz danych. Wartości charakterystyczne to średnia częstość uszkodzeń oraz centyle: 5, 25, 75 i 95 rzędu.

Tabela 6. Porównanie modeli podstawowych urządzeń reaktora opartych o bazy danych US NRC i MAEA do danych historycznych reaktora MARIA

Częstość	Pompy chłodzące			Wymienniki ciepła			Wentylatory		
	MARIA	U.S. NRC	MAEA	MARIA	U.S. NRC	MAEA	MARIA	U.S. NRC	MAEA
$\lambda_{95\%}$ [1/h]	2.16E-04	3.42E-04	1.28E-03	7.40E-05	1.88E-06	8.84E-04	6.16E-05	8.94E-06	6.09E-04
$\lambda_{75\%}$ [1/h]	1.68E-04	1.60E-04	7.49E-04	4.39E-05	1.09E-06	3.97E-04	4.47E-05	6.39E-06	3.68E-04
λ_{sr} [1/h]	1.43E-04	9.96E-05	5.73E-04	3.30E-05	8.39E-07	2.35E-04	3.67E-05	5.18E-06	2.86E-04
$\lambda_{25\%}$ [1/h]	1.14E-04	2.11E-05	3.39E-04	1.73E-05	4.80E-07	4.44E-05	2.68E-05	3.72E-06	1.65E-04
$\lambda_{5\%}$ [1/h]	8.30E-05	3.98E-06	2.52E-04	7.24E-06	3.34E-07	1.74E-05	1.75E-05	2.36E-06	8.54E-05

Na poniższym (Rysunek 17) wykresie „pudełkowym” (ang. box plot) zaznaczono częstość uszkodzeń, dla każdej z trzech grup analizowanych urządzeń, i dla każdej bazy danych w porównaniu. Wykres określa:

- Najszerszy przedział 90% ufności wyznaczony przez centyle 5 i 95%
- Przedział w „pudełku” 50% ufności wyznaczony przez centyle 25 i 75%
- Punkt wyznaczający średnią częstość (wewnątrz „pudełka”)



Rysunek 17. Wykres porównawczy baz danych US NRC i MAEA oraz danych historycznych reaktora MARIA (skala logarytmiczna)

Na wykresie a) dla pomp chłodzących dane historyczne reaktora MARIA pokrywają się z bazą danych US NRC. Średnia częstość uszkodzeń pomp reaktora MARIA jest w zakresie 50% przedziału ufności danych US NRC. Można więc mówić o zbliżonych wartościach w tych dwóch źródłach danych. Model porównawczy pomp z bazy MAEA nie pokrywa się z danymi pomp reaktora MARIA nawet na poziomie ufności 90%. Oznacza to, że na tym poziomie ufności można mówić o statystycznej odmienności tych baz danych – w odniesieniu do pomp. Przedziały ufności modelu pompy z bazy US NRC i bazy MAEA pokrywają się na poziomie 90% - nie można więc stwierdzić, że różnią się statystycznie.

Na wykresie b) dla wymienników ciepła widoczna jest odwrotna sytuacja niż dla pomp chłodzących. Dane z reaktora MARIA pokrywają się zakresem dla modelu wymiennika wg bazy danych MAEA na poziomie ufności 90%. Model US NRC nie pokrywa się z żadnym innym źródłem.

Wykres c) dla wentylatorów chłodni to przypadek odmienny od a) i b). Na poziomie ufności 90% wszystkie trzy modele porównawcze są odmienne statystycznie.

Powyższe porównanie nie wskazuje jednoznacznie na właściwe źródło danych do modeli PSA dla reaktora badawczego. Z porównania wynika, że modele wykorzystujące dane US NRC są w każdym przypadku bardziej optymistyczne, a te wykorzystujące dane MAEA bardziej konserwatywne od danych historycznych reaktora MARIA. Modele PSA dla celów analiz

bezpieczeństwa są zwykle tworzone w sposób konserwatywny. W takim ujęciu preferowane jest użycie danych MAEA. Jednocześnie modele wykorzystujące dane historyczne reaktora MARIA okazują się, w dwóch na trzy przypadki, statystycznie lepsze (tzn. mają niższą częstość uszkodzeń a przedziały ufności nie pokrywają się na poziomie ufności 90%) od urządzeń w bazie danych MAEA. Tworzenie modeli wykorzystujących to ostatnie źródło prowadzić może do zbyt konserwatywnej klasyfikacji bezpieczeństwa i podwyższonych kosztów budowy i eksploatacji reaktora badawczego.

5.2.9 Zaawansowane metody analizy danych historycznych

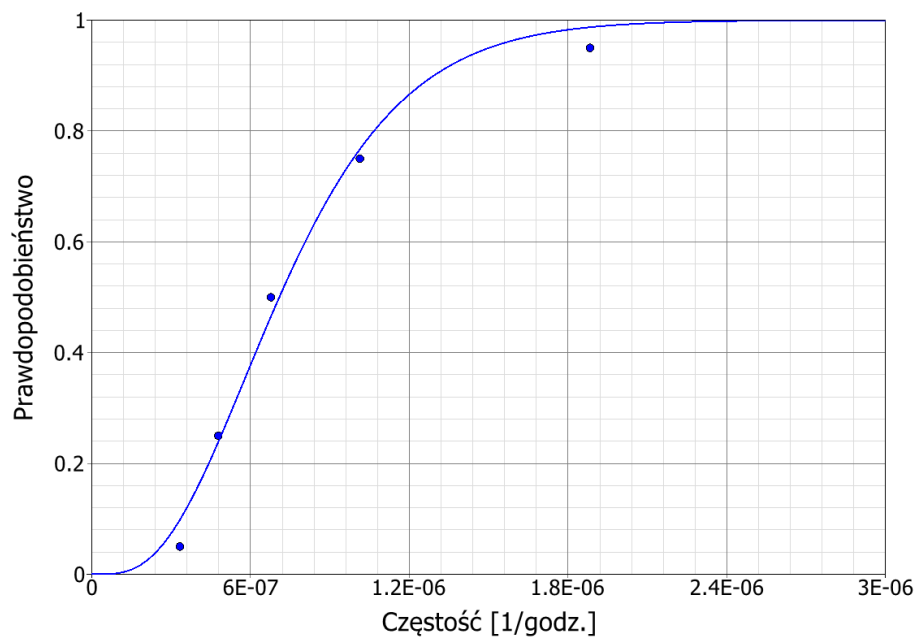
Porównanie baz danych probabilistycznych ukazuje znaczne różnice między źródłami. Wprowadza to niepewność do analiz bezpieczeństwa, co zostało zauważone przez praktyków z przemysłu jądrowego. Stąd też rekomendacje MAEA, aby modele PSA były rozwijane i aktualizowane po rozpoczęciu eksploatacji obiektu jądrowego. Istnieje wiele metod pozwalających na aktualizację modeli PSA, gdy pojawią się pierwsze zapisy awarii urządzeń w eksploatowanym reaktorze. Są tu pewne ograniczenia wynikające z praw statystyki. Urządzenia, których niewielka liczba jest zainstalowana w reaktorze, mogą nie uzyskać wystarczającej liczby awarii do przydatnej analizy. Wynikać to może z ich dobrej jakości i niezawodności. Urządzenia, które okazały się niezawodne w początkowym okresie eksploatacji nie stanowią więc zagrożenia. Mogą natomiast wystąpić przypadki powtarzających się awarii, w zbiorze identycznych urządzeń zainstalowanych w reaktorze np. zaworów, siłowników, czujników, co uzasadnia analizę statystyczną. Taka sytuacja w krótkim okresie eksploatacji np. dwóch lat od uruchomienia jest istotnym sygnałem do weryfikacji analiz PSA.

Poniżej przedstawiono dwie metody, których zastosowanie Autor proponuje do próby danych historycznych z eksploatacji nowego obiektu jądrowego.

Pierwszą rozpatrywaną metodą jest wnioskowanie bayesowskie oparte o rozkład Gamma (równanie 4). Modele częstości awarii urządzeń reaktora mogą być w prosty sposób aktualizowane danymi pochodzącymi z eksploatacji, przy użyciu równań (5) modyfikujących parametry rozkładu. Jako przykład, metodę tą zastosowano do aktualizacji danymi historycznymi reaktora MARIA modeli wymiennika ciepła zbudowanych w oparciu o bazy danych MAEA i US NRC. Aktualizacja przebiegała w następujący sposób:

- a. Budowa w oprogramowaniu Saphire drzewa błędów łączącego tryby awarii właściwe dla wymiennika ciepła pochodzące z bazy danych przemysłowych (MAEA lub US NRC)

- b. Symulacja Monte Carlo drzewa błędów przeprowadzona w Sapphire – identyfikacja charakterystycznych centyli 5, 25, 50, 75 i 95 rzędu dla częstości awarii wymiennika
- c. Dopasowanie do wyżej wymienionych centyli w oprogramowaniu Weibull++ parametrów rozkładu Gamma jako modelu ogólnego wymiennika ciepła, w oparciu o wybraną bazę danych przemysłowych (Rysunek 18 poniżej)
- d. Aktualizacja parametrów rozkładu Gamma, przy użyciu równań (5) wykorzystujących dane historyczne reaktora MARIA dot. wymienników ciepła (18 awarii, łącznie ponad 540 tys. godzin eksploatacji)



Rysunek 18. Dystrybuanta rozkładu Gamma dopasowana w oprogramowaniu Weibull++ do centyli charakterystycznych otrzymanych w procesie próbkowania Monte Carlo w programie Sapphire 8

Do zbudowania modelu łączącego tryby awarii z pkt. a. opisanej wyżej procedury użyto:

1. Baza danych MAEA - cztery tryby awarii:
 - a. degradacja (ang. degraded)
 - b. utrata funkcji (ang. fail to function)
 - c. wyciek (ang. leakage)
 - d. rozerwanie (ang. rupture)

2. Baza danych US NRC - pięć trybów awarii:

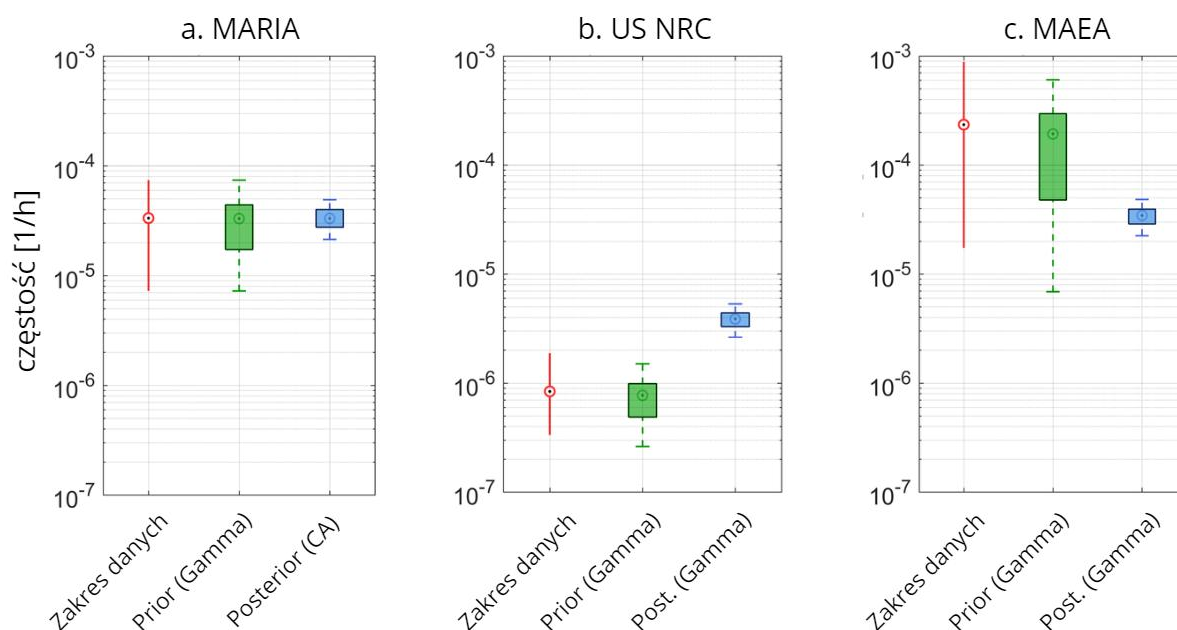
- a. zatkanie (ang. plugging)
- b. wyciek wewnętrzny mały
- c. wyciek wewnętrzny duży
- d. wyciek zewnętrzny mały
- e. wyciek zewnętrzny duży

Poniżej (Tabela 7) przedstawiono wartości charakterystyczne, które posłużyły do stworzenia wykresu porównawczego (Rysunek 19). Są to średnia częstość uszkodzeń oraz charakterystyczne centyle rzędu 5, 25, 75 i 95 obliczone w oprogramowaniu Weibull++.

Tabela 7. Wyniki aktualizacji modeli wymiennika ciepła wg danych MAEA oraz US NRC oraz model Crow-AMSAA (CA)

Częstość	MARIA		U.S. NRC		MAEA	
	Prior (Gamma)	Post. (CA)	Prior (Gamma)	Post. (Gamma)	Prior (Gamma)	Post. (Gamma)
$\lambda_{95\%}$ [1/h]	7.40E-05	4.90E-05	1.50E-06	5.32E-06	6.05E-04	4.83E-05
$\lambda_{75\%}$ [1/h]	4.39E-05	3.99E-05	9.87E-07	4.39E-06	2.96E-04	3.93E-05
$\lambda_{5\%}$ [1/h]	3.30E-05	3.31E-05	7.72E-07	3.87E-06	1.93E-04	3.44E-05
$\lambda_{25\%}$ [1/h]	1.73E-05	2.75E-05	4.88E-07	3.29E-06	4.78E-05	2.88E-05
$\lambda_{5\%}$ [1/h]	7.24E-06	2.14E-05	2.62E-07	2.62E-06	6.89E-06	2.25E-05

Efekty aktualizacji pokazano niżej (Rysunek 19) (b) dla danych US NRC i (c) dla danych MAEA. Można na nich zauważyć, że modele wynikowe, oznaczone jako Post. (Gamma), zbliżają się do danych eksploatacyjnych (a), a w przypadku modelu MAEA są to niemal te same wartości. Oba modele mają także znacznie zmniejszone przedziały ufności (tj. mniejszą niepewność modelu). Są to korzystne właściwości wynikające z zastosowania opisanej metody. Jedynym ograniczeniem wydaje się konieczność stosowania rozkładu Gamma, gdyż procedury wnioskowania bayesowskiego dla innych rozkładów mogą okazać się zbyt skomplikowane.



Rysunek 19. Efekt zastosowania zaawansowanych metod analizy danych historycznych dla modelu wymiennika ciepła: a. Crow-AMSAA b. i c. Wnioskowanie bayesowskie

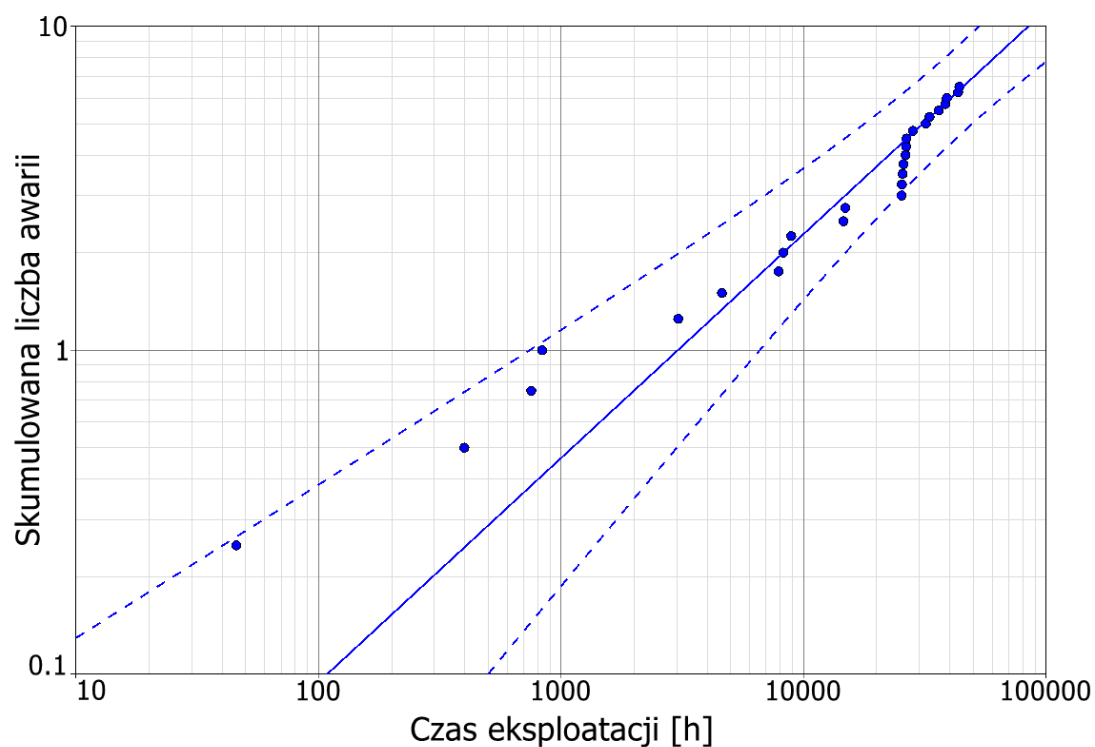
Na wykresie (a) (Rysunek 19) pokazano efekt zastosowania drugiej proponowanej przez Autora metody zaawansowanej analizy danych historycznych tj. modelu Crow-AMSAA (oznaczony jako Posterior CA). Model zastosowano do tego samego zestawu danych historycznych co pierwszą omawianą metodę. Model ten wykorzystuje wykres skumulowanej liczby uszkodzeń do czasu, w skali logarytmicznej, na którym dane historyczne z eksploatacji układają się w wielu przypadkach wzdłuż linii prostej co pozwala na dopasowanie modelu i ekstrapolację. Własność tą można wykorzystać do analizy pierwszych, jeszcze małych prób danych historycznych w nowym obiekcie jądrowym po początkowym okresie eksploatacji. Implementacja modelu w oprogramowaniu Weibull++ wykorzystuje metodę największej wiarygodności (ang. maximum likelihood) do wyznaczenia parametrów modelu - według równania (6). Model Crow-AMSAA ma kilka szczególnie przydatnych w omawianym zastosowaniu własności:

- a. Po dopasowaniu parametrów modelu β i λ , można go przedstawić na skali liniowej czasu. Kształt wyznaczonej linii pozwala wnioskować o prawdziwości założenia o stałości wartości częstości uszkodzeń. Kształt linii zbliżony do prostej oznacza, że częstość nie ulega zmianie. Wartość parametru β jest w tej sytuacji bliska lub równa jedności. W innej sytuacji, gdy linia modelu ma np. kształt wypukły (a wartość β jest większa od jedności) oznacza to, że częstość uszkodzeń rośnie. Jest to szczególnie przydatna własność w badaniu mechanizmów zużyciowych (ang. aging effects).

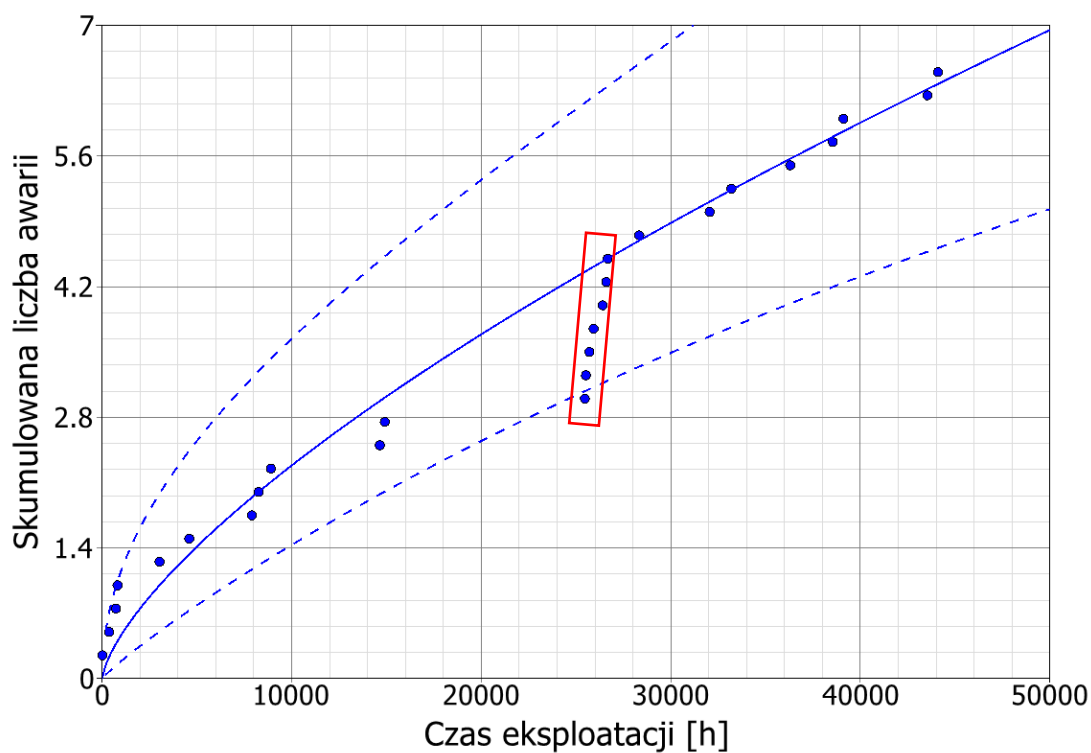
- b. Model pozwala na ekstrapolację poza zakres danych historycznych i przewidywać trend zmian częstości (jeśli zmiana występuje). Pozwala to na prognozowanie i budżetowanie np. liczby potrzebnych części zamiennych, przestojów, straconej produkcji.
- c. Model pozwala wprost wyliczyć dla zadanego czasu i prognozować typowe wskaźniki niezawodnościowe jak intensywność uszkodzeń (częstość) lub średni czas między uszkodzeniami (ang. MTBF – mean time between failures).
- d. Implementacja modelu w oprogramowaniu Weibull++ pozwala łączyć automatycznie dane historyczne z floty takich samych urządzeń. Dodatkowo, pozwala sprawdzić testem statystycznym czy zachowanie każdej z próbek jest podobne (ang. common beta hypothesis).

Porównanie modelu Crow-AMSAA z rozkładem Gamma przedstawia Rysunek 19 (a). Oba modele dopasowano do danych historycznych reaktora MARIA dla wymienników ciepła. Omawiane modele wskazują taką samą wartość średnią częstości uszkodzeń, jednak Crow-AMSAA ma znacznie węższe przedziały ufności. Zmniejszenie niepewności modelu jest wyraźne i świadczy o przewadze modelu Crow-AMSAA nad rozkładem Gamma, w tym zastosowaniu.

Aby zademonstrować użyteczność modelu Crow-AMSAA, poniżej pokazano rezultaty zastosowania go dla danych historycznych urządzeń reaktora MARIA.



Rysunek 20. Model Crow-AMSAA danych historycznych pomp głównych reaktora MARIA (skala logarytmiczna)



Rysunek 21. Model Crow-AMSAA danych historycznych pomp głównych reaktora MARIA

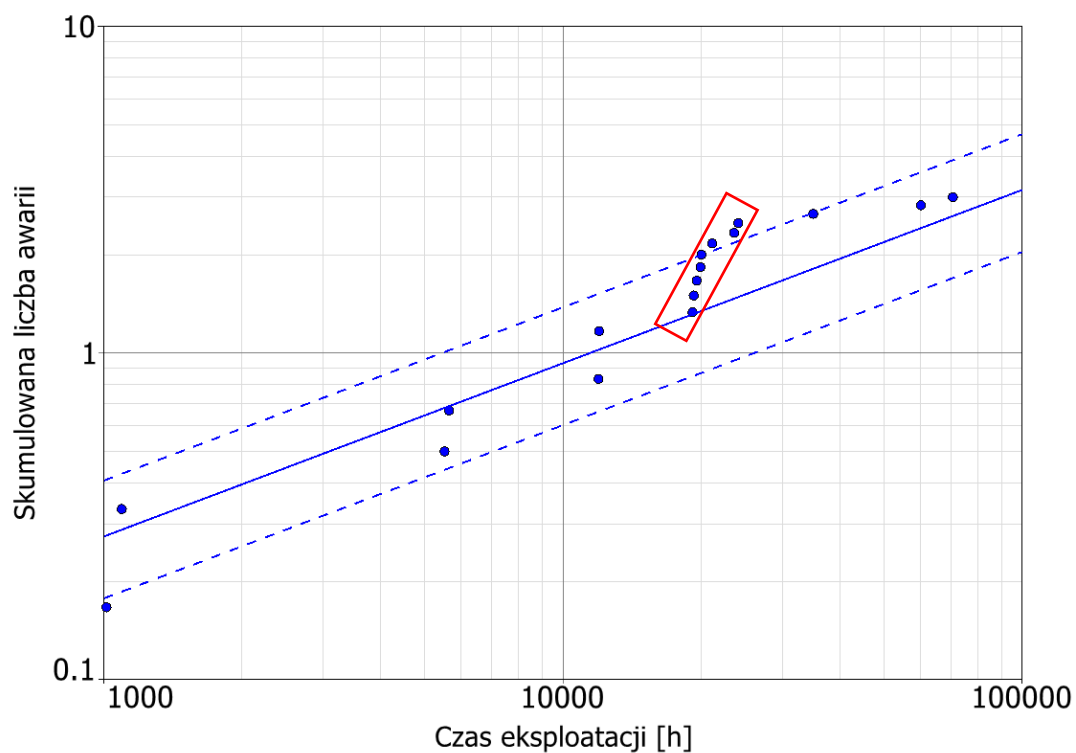
Powyżej (Rysunek 20 i Rysunek 21) pokazano efekt zastosowania modelu Crow-AMSAA do danych historycznych pomp głównych reaktora MARIA. Na pierwszym z nich użyto skali

logarytmicznej, która jest właściwsza do oceny wzrokowej dopasowania modelu do punktów danych. Linia przerywaną zaznaczono przedziały ufności na poziomie 90%, które wyznaczone są przez oprogramowanie Weibull++ w oparciu o klasyczną metodę wykorzystującą informację Fishera [61]. Na wykresach widoczne jest zgrupowanie punktów, w którym większość stanowią wycieki cieczy z uszczelnienia wałów pomp. Awarie te występowały w krótkim okresie po wymianie pomp obiegu chłodzenia kanałów paliwowych w roku 2014. Przyczynę (zbyt wysoka temperatura cieczy) wyeliminowano, co można zauważyć na wykresie w liniowej skali czasu – trend wyznaczany przez punkty zmienia nachylenie.

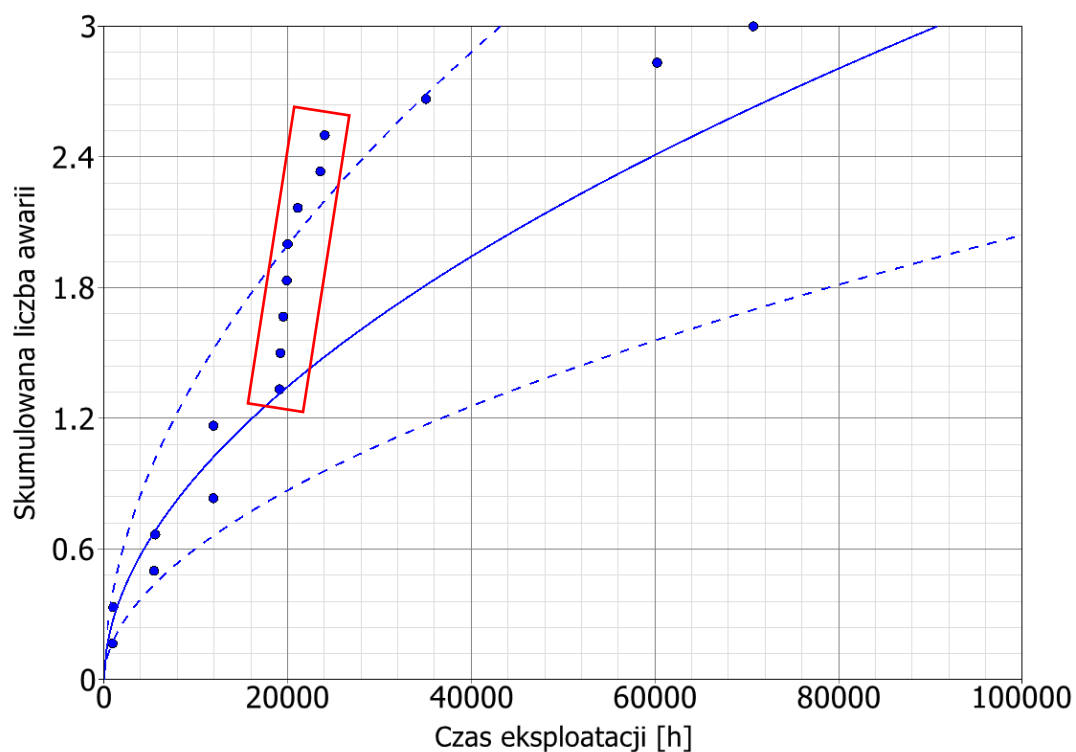
Jak wspomniano, w roku 2014 nastąpiła wymiana pomp, co oznacza, że analizowane dane zawierają dwie populacje urządzeń. Zwykle nie łączy się różnych populacji urządzeń w tej samej analizie statystycznej. W tym wypadku służy to porównaniu częstości awarii pomp poprzednio używanych w reaktorze do nowej partii urządzeń. Trzeba dodać, że pompy używane do 2014 roku, łączyły funkcje chłodzenia głównego i powyłączeniowego, oraz pracowały także przed rokiem 2000 (dane sprzed roku 2000 nie zostały włączone do analizy). Linia modelu ma kształt funkcji wklęsłej co oznacza zmniejszenie częstości awarii, mimo początkowych problemów z eksploatacją nowych pomp. Porównując wizualnie zestawy danych pomp starych i nowych, wyłączając zgrupowanie awarii spowodowanych wyciekami cieczy z uszczelnienia wałów, można postawić hipotezę o niższej częstości awarii nowych pomp. Nie jest to jednak bardzo wyraźna różnica i może wynikać ze stochastycznej natury procesów eksploatacji tego typu urządzeń.

Powyższy przykład pokazuje przydatną własność modelu Crow-AMSAA polegającą na wizualizacji przebiegu eksploatacji i możliwości zdiagnozowania problemów z eksploatacją całych populacji urządzeń. Zwykle stosowane metody analizy danych historycznych prowadzą do wyznaczenia średniej częstości awarii wraz z modelem niepewności. Dla przypadków takich jak opisany, mogą prowadzić do zbyt dużego uproszczenia wyników.

Poniższe dwa wykresy (Rysunek 22 i Rysunek 23) przedstawiają zastosowanie modelu Crow-AMSAA do danych historycznych sześciu wymienników ciepła w układzie chłodzenia kanałów paliwowych reaktora MARIA.



Rysunek 22. Model Crow-AMSAA danych historycznych wymienników ciepła reaktora MARIA (skala logarytmiczna)

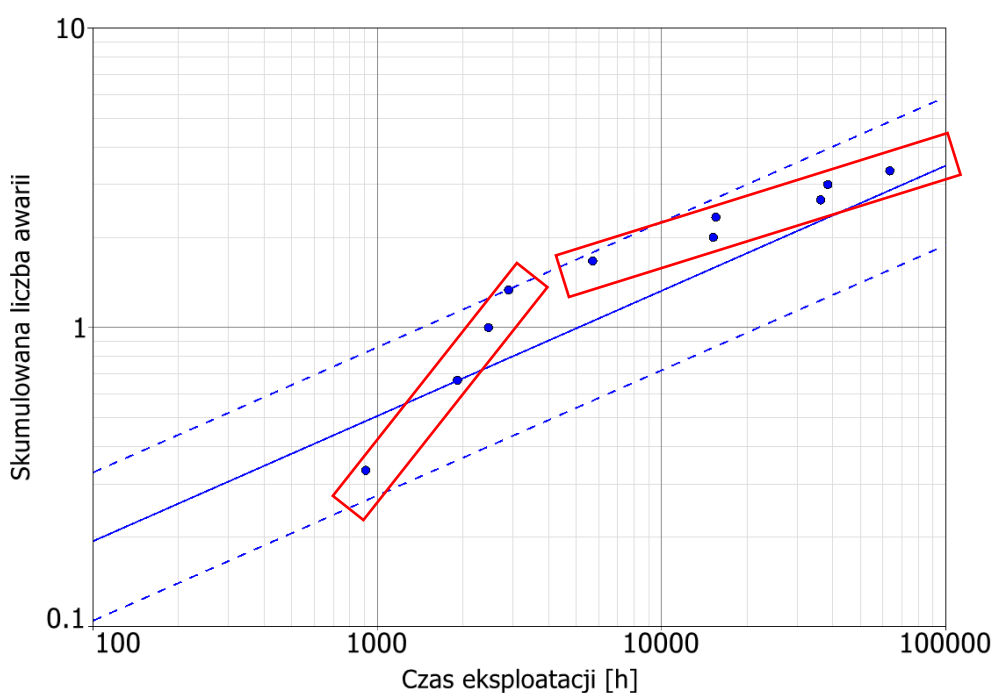


Rysunek 23. Model Crow-AMSAA danych historycznych wymienników ciepła reaktora MARIA

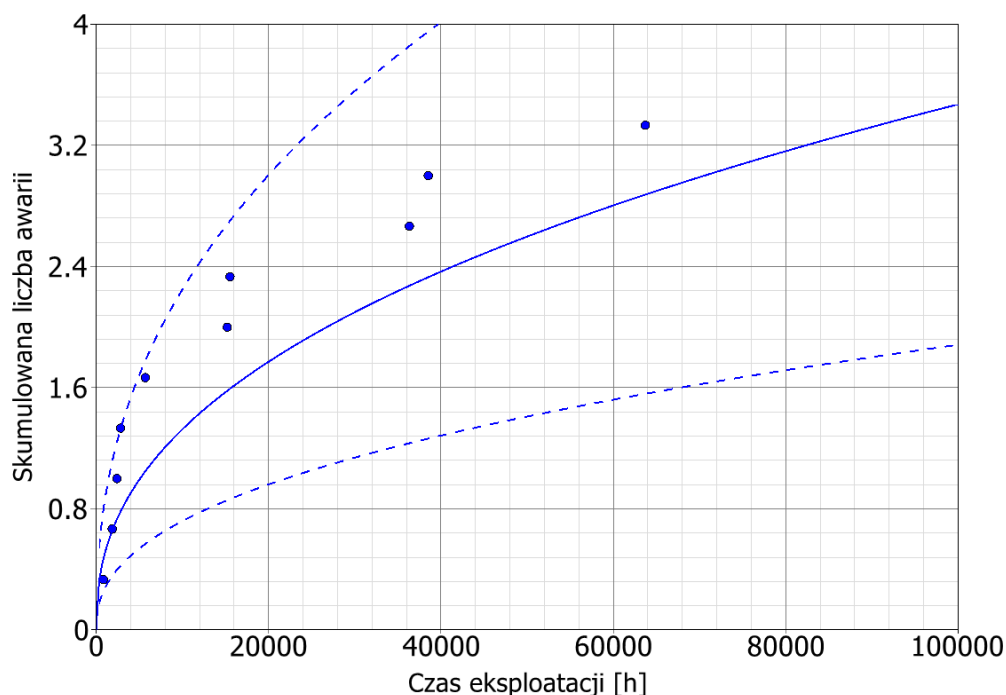
Dla tego zestawu danych dopasowanie modelu nie jest zadowalające. Wynika to z problemów występujących w obsłudze technicznej wymienników, które doprowadziły do wystąpienia w

krótkim odstępie czasu serii wycieków. Zgrupowanie punktów odpowiadających tym awariom zaznaczono na wykresach. Przyczyną problemu była zbyt żrąca substancja używana do czyszczenia wymienników po naprawie, co prowadziło do wystąpienia kolejnych przecieków w krótkim odstępie czasu. Jak widać (Rysunek 23), po zmianie procedury czyszczenia, następuje istotna zmiana trendu tj. obniżenie częstości awarii. W tym przypadku wartość częstości do analiz niezawodności powinna być mierzona według danych po zmianie procedury czyszczenia. W analizach bezpieczeństwa często stosuje się konserwatywne założenia – w omawianej sytuacji dozór jądrowy mógłby nalegać na stosowanie częstości uwzględniającej błędy obsługi technicznej.

Poniżej (Rysunek 24 i Rysunek 25) pokazano efekt zastosowania modelu Crow-AMSAA do danych historycznych o uszkodzeniach w populacji trzech wentylatorów chłodni reaktora MARIA.



Rysunek 24. Model Crow-AMSAA danych historycznych wentylatorów chłodni reaktora MARIA (skala logarytmiczna)



Rysunek 25. Model Crow-AMSAA danych historycznych wentylatorów chłodni reaktora MARIA

Trend widoczny na drugim z nich (Rysunek 25) wyraźnie pokazuje poprawę niezawodności wentylatorów (spadek częstości awarii). Na pierwszym wykresie (Rysunek 24) zaznaczono wyraźną zmianę nachylenia trendu choć trzeba pamiętać, że może to wynikać ze stochastycznej natury omawianych zdarzeń. Zwłaszcza, że nie można wskazać przyczyny poprawy niezawodności wentylatorów, których wymiana nastąpiła w roku 2012, a więc już po ostatniej awarii w analizowanym okresie.

5.2.10 Integracja źródeł danych wejściowych

Autor proponuje zastosowanie metody integracji danych wejściowych do analiz PSA nowych obiektów jądrowych, przy użyciu metody integracji danych niezawodnościowych opracowanej i opublikowanej wspólnie [62] z innymi pracownikami Zakładu Energetyki Jądrowej i Analiz Środowiskowych NCBJ. Matematyczny opis algorytmu integracji umieszczono w Załączniku A. Celem tej procedury jest stworzenie, dla danego urządzenia bądź trybu awarii, modelu częstości uszkodzeń opartego na próbkowaniu z wielu źródeł.

Kolejne kroki algorytmu przedstawiono poniżej:

- a. Identyfikacja źródeł danych wejściowych do integracji w postaci rozkładu i jego parametrów
- b. Próbkowanie metodą Monte Carlo zadanych wielkości wejściowych. W przypadku brakujących parametrów stosuje się przybliżony rozkład logarytmiczno-normalny

- c. Wyznaczenie z próbki, empirycznego rozkładu pozwalającego na obliczenie wielkości poszukiwanych (średniej, mediany, centyli n-tego rzędu itp.)

Metodę tą zastosowano do tych samych urządzeń reaktora MARIA co w poprzednich punktach. Ograniczono jedynie zakres danych wejściowych algorytmu do jednego, wybranego trybu uszkodzeń. Dla urządzeń reaktora MARIA i wybranego trybu awarii należy wykonać dopasowanie rozkładu Gamma aby uzyskać informację o rozrzucie wartości częstości uszkodzeń w populacji. Są one następnie porównane z wynikiem integracji danych US NRC i MAEA. Ponieważ każdy zakwalifikowany z tych źródeł rekord zawiera informację o rozkładzie częstości (rozkład Gamma dla US NRC oraz rozkład Chi kwadrat w przypadku bazy danych MAEA) stanowią one dane wejściowe do algorytmu.

1. Dla pomp głównych reaktora MARIA ograniczono zakres analizy do trybu awarii: utrata funkcji (ang. fails to run). Spośród 26 uszkodzeń pomp głównych w analizowanym okresie, osiem można zaliczyć do tego trybu awarii. Model porównawczy stworzono analogicznie jak dla pełnego zestawu danych (wg procedury z pkt. 5.2.4).

W bazie danych US NRC wybrany tryb awarii jest wprost zdefiniowany przez parametry rozkładu Gamma. Z tablic w bazie danych odczytać można średnią częstość uszkodzeń oraz centyle 5 i 95 rzędu. Brakujące centyle 25 i 75 rzędu wyznaczono na podstawie parametrów rozkładu Gamma w oprogramowaniu Weibull++.

W bazie danych MAEA zidentyfikowano odpowiednio 32 rekordy dot. analizowanego trybu awarii pochodzące z 16 reaktorów badawczych.

2. Analizowane wcześniej dane o uszkodzeniach wymienników ciepła reaktora MARIA to wyłącznie wycieki. W porównaniu tym użyto więc tego samego modelu porównawczego.

Odpowiedni tryb awarii w bazie danych US NRC reprezentują dwa rekordy: mały wewnętrzny wyciek oraz mały zewnętrzny wyciek. W tym wypadku należało dokonać scalenia dwóch trybów awarii w oprogramowaniu Sapphire aby wyznaczyć średnią częstość oraz centyle 5 i 95 rzędu.

W bazie MAEA zidentyfikowano pięć rekordów dotyczących wycieków z wymienników – każdy z innego reaktora badawczego.

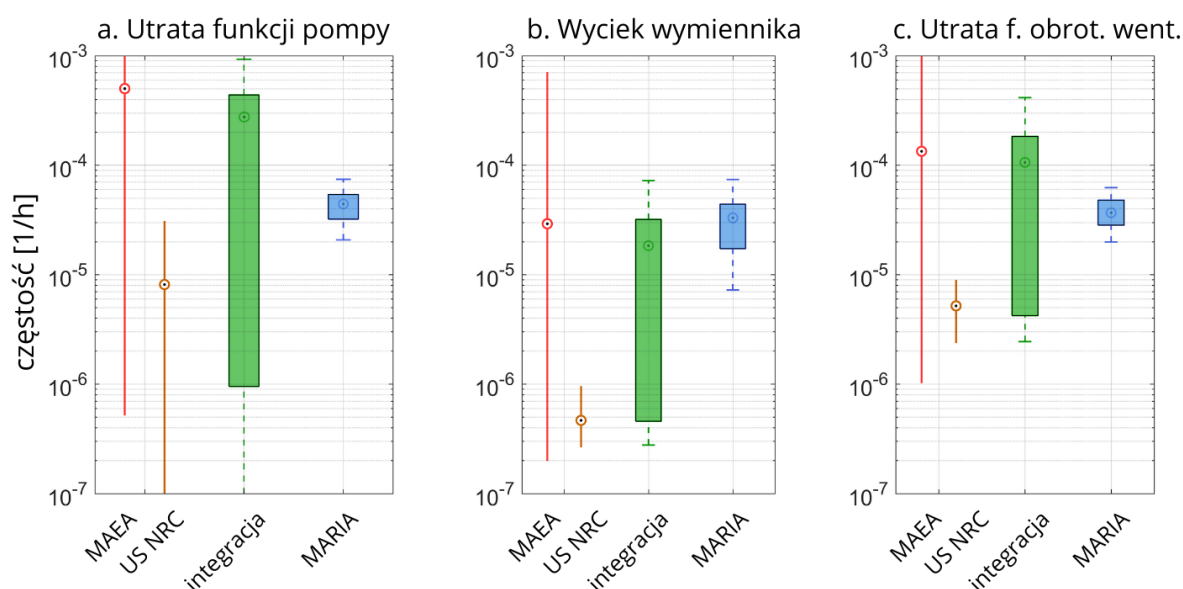
3. W przypadku wentylatorów chłodni wszystkie odnotowane uszkodzenia zakwalifikować można do trybu awarii: utrata funkcji obrotowej (ang. fails to run). Wykorzystano więc istniejący model porównawczy.

Z bazy danych US NRC, wytypowano do integracji jedyny rekord dotyczący tego trybu awarii dla ciągłej pracy (ang. Cooling Tower Fan Fails To Run).

Baza danych MAEA zawiera siedem rekordów dla tego trybu awarii (pochodzących z sześciu reaktorów), które zakwalifikowano do integracji przez algorytm.

Poniżej zaprezentowano wyniki integracji danych. Dla każdego trybu awarii na wykresie (Rysunek 26) zaznaczono:

- Zakres danych z bazy MAEA wykorzystany w algorytmie – średnia częstość obliczona ze średnich dla zakwalifikowanych rekordów oraz zakres wyznaczony od najmniejszego centyla 5 rzędu do największego centyla 95 rzędu wśród rekordów.
- Zakres danych z bazy US NRC wykorzystany w algorytmie – średnia częstość oraz centyle rzędu 5 i 95 pochodzące z tablic bazy danych. Dla wymiennika dane te pochodzą z modelu programu Sapphire łączącego dwa zakwalifikowane rodzaje wycieku: wewnętrzny i zewnętrzny.
- Wynik działania algorytmu integrującego dane – średnia wewnątrz „pudełka” ograniczonego centylami rzędu 25 i 75 oraz, zaznaczone linią przerywaną centyle rzędu 5 i 95.
- Model porównawczy z bazy danych historycznych reaktora MARIA.



Rysunek 26. Porównanie modelu będącego efektem działania algorytmu integracji danych (wraz z zakresami danych wejściowych) z modelem porównawczym z bazy danych historycznych reaktora MARIA

Jednym z najbardziej widocznych efektów działania algorytmu integracji danych jest zmniejszenie przedziału ufności (zmniejszenie niepewności) w modelu wyjściowym, w

porównaniu do rekordów danych MAEA i US NRC podlegających integracji. Średnia modelu wyjściowego znajduje się między wartościami średnimi baz danych MAEA i US NRC ale w każdym przypadku jest zbliżona do tej pierwszej. Na każdym wykresie model wyjściowy pokrywa się z danymi historycznymi reaktora MARIA na poziomie ufności 50%. Stanowi to mocny argument za stosowaniem tego algorytmu w modelach PSA urządzeń reaktora MARIA, które nie są reprezentowane z zadowalającą próbą. Dla analizowanego trybu awarii pomp oraz wentylatorów średnia modelu wyjściowego wypada poza przedziałem ufności na poziomie 50% danych z reaktora MARIA ale po stronie konserwatywnej (częstość trybu większa niż w urządzeniach reaktora MARIA). Średnia dla wymienników w modelu wyjściowym wypada niżej niż w reaktorze MARIA – jednak jest w zakresie 50% przedziału ufności, więc blisko wartości z danych historycznych. Poniżej (Tabela 8) podano wartości charakterystyczne modeli przedstawionych graficznie wyżej (Rysunek 26).

Tabela 8. Zakres danych wejściowych z bazy danych MAEA oraz US NRC oraz odpowiadający im wynik integracji zastosowanego algorytmu

Częstość	Pompy (utrata funkcji)			Wymienniki (wyciek)			Wentylatory (utrata f. obrot.)		
	MAEA	U.S. NRC	Integracja	MAEA	U.S. NRC	Integracja	MAEA	U.S. NRC	Integracja
$\lambda_{95\%}$ [1/h]	4.74E-02	3.10E-05	9.29E-04	7.09E-04	9.62E-07	7.23E-05	1.35E-03	8.94E-06	4.15E-04
$\lambda_{75\%}$ [1/h]	-----	-----	4.39E-04	-----	-----	3.19E-05	-----	-----	1.83E-04
λ_{sr} [1/h]	5.01E-04	8.12E-06	2.76E-04	2.92E-05	4.66E-07	1.84E-05	1.34E-04	5.18E-06	1.06E-04
$\lambda_{25\%}$ [1/h]	-----	-----	9.54E-07	-----	-----	4.58E-07	-----	-----	4.22E-06
$\lambda_{5\%}$ [1/h]	5.18E-07	3.58E-08	7.46E-08	1.98E-07	2.63E-07	2.77E-07	1.02E-06	2.36E-06	2.44E-06

Wspomniana asymetria modelu wyjściowego wynika z przewagi liczebnej rekordów pochodzących z bazy danych MAEA – zwykle kilka w porównaniu do jednego rekordu US NRC. Rozwiązaniem może być zastosowanie wag zmieniających częstość próbkowania danego źródła danych wejściowych. W opisywanej sytuacji jedyny rekord pochodzący z bazy danych US NRC powinien mieć większy wpływ na parametry modelu wyjściowego, co uzasadnione jest rozmiarem tej bazy danych i prób statystycznych w niej użytych. Rozwiązanie to nie jest prezentowane w tej pracy. Trzeba zwrócić uwagę na potencjalny problem uzasadnienia wartości wag poszczególnych źródeł danych przed dozorem jądrowym.

5.2.11 Rekomendacje dotyczące wyboru źródła danych wejściowych

Wyboru źródła danych wejściowych do modeli PSA należy dokonywać mając na uwadze preferencje dozoru jądrowego dla źródeł konserwatywnych. W świetle powyższych wyników, źródłem konserwatywnym jest baza danych MAEA, która w obecnej postaci (po aktualizacji w 2020 roku) dostarcza dane o częstości awarii obliczone z licznej próby statystycznej urządzeń. Jednocześnie wartości częstości uszkodzeń z bazy MAEA są o przynajmniej rząd wielkości

większe od danych US NRC. Powoduje to, że parametry projektowe reaktora badawczego mogą być zbyt konserwatywne jeśli klasyfikacja bezpieczeństwa oparta jest o dane MAEA co ma zasadnicze znaczenie dla kosztów inwestycji.

Integracja danych wejściowych wg proponowanej metody jest kompromisem, który jest możliwy do uzasadnienia w dyskusjach z dozorem jeśli projektant korzysta na przykład z dostawców urządzeń certyfikowanych dla przemysłu jądrowego i eksploatowanych w istniejących reaktorach. W projektach reaktorów będących demonstratorami technologii dla elektrowni jądrowych nowej generacji jest to zalecany kierunek działania, ze względu na podobne do bazy US NRC przeznaczenie reaktora.

5.3 PORÓWNANIE ZASTOSOWANIA RÓŻNYCH ŹRÓDEŁ W MODELACH PSA

Modele PSA reaktora MARIA były tworzone w oparciu o modele pochodzące z bazy danych US NRC. Znając wyniki analizy danych historycznych reaktora MARIA możemy sprawdzić jak zmieniają się wyniki obliczeń dostarczanych przez modele PSA, gdy zmienimy dane wejściowe. Poniżej przedstawiono to zagadnienie na przykładzie wybranego zdarzenia inicjującego (PZI) reaktora MARIA: utrata szczelności obiegu chłodzenia kanałów paliwowych (duża ucieczka chłodziwa).

Model wyznaczający częstość tego PZI to drzewo błędów zbudowane w oprogramowaniu Saphire 8. W drzewie znaczącą rolę odgrywają wycieki pomp głównych oraz wycieki z wymienników ciepła obiegu chłodzenia kanałów paliwowych. Poprzez zamianę częstości zdarzeń bazowych modelujących wycieki możliwe jest sprawdzenie wpływu nowego źródła danych na częstość występowania danego PZI. Trzeba zaznaczyć, że w omawianym modelu PZI dużą rolę odgrywają wycieki z innych urządzeń, przede wszystkim różnych zaworów w układzie chłodzenia kanałów paliwowych. Dane historyczne o częstości awarii zaworów nie były dotychczas analizowane z uwagi na niezadowalający rozmiar próby (liczby uszkodzeń) dla danego typu zaworu. Fakt ten świadczy o dużym poziomie niezawodności zaworów jednak mała liczba uszkodzeń przekłada się na dużą niepewność (szeroki przedział ufności) tworzonych na tej podstawie modeli częstości.

Aby wykorzystać dane historyczne reaktora MARIA na temat pomp głównych należało wyodrębnić te awarie, które spowodowane były przez wycieki. Jest ich sześć spośród 26 zdarzeń tj. 23% i wartość ta posłużyła do wyliczenia częstości małych wycieków na podstawie poprzednio wyznaczonej częstości wszystkich trybów awarii łącznie.

W przypadku wymienników użyto poprzednio wyznaczonej częstości awarii ponieważ w danych historycznych znajdują się wyłącznie wycieki. Użyto tej wartości w charakterze małego wycieku. W danych historycznych nie występują uszkodzenia w charakterze rozerwania wymiennika.

Duże wycieki w nomenklaturze US NRC to zdarzenia bardzo rzadkie, do których zalicza się rozerwania rurociągów, zaworów i wymienników. US NRC stosuje uproszczoną metodę wyznaczania ich częstości jako 7% częstości małych wycieków. Uzasadnienie dla takiego podejścia to bardzo mała próba takich zdarzeń w danych eksploatacyjnych elektrowni jądrowych. W poniższej analizie, w analogiczny sposób wyznaczono częstości dużych wycieków z pomp głównych i wymienników reaktora MARIA. W Tabeli Tabela 9 podano wartości częstości wycieków użyte do aktualizacji modelu PSA omawianego zdarzenia inicjującego.

Tabela 9. Dane historyczne reaktora MARIA użyte do aktualizacji drzew błędów PZI

Tryb awarii	Pompa główna	Wymiennik ciepła
Duży wyciek	2.30E-06/h	2.31E-06/h
Mały wyciek	3.06E-05/h	3.07E-05/h

W modelach PSA reaktora MARIA stosowano wartości z bazy danych US NRC po aktualizacji w roku 2015. Podane w powyższej tabeli wartości to wzrost o dwa rzędy wielkości w stosunku do danych US NRC.

Autor prezentuje poniżej ogólne wyniki porównania, których publikacja została uzgodniona z kierownictwem reaktora. Przed wprowadzeniem do modeli danych historycznych, częstość omawianego PZI (utrata szczelności obiegu chłodzenia kanałów paliwowych - duża ucieczka chłodziwa) wynosiła poniżej 1% na rok (raz na sto lat). Oznacza to częstość zdarzeń z przedziału dla awarii projektowych czyli średnią częstość wg macierzy kategoryzacji (Tabela 4). Po wprowadzeniu nowych wartości częstości awarii wymienników i pomp, PZI przekroczyło barierę jednego zdarzenia na sto lat eksploatacji, a więc weszło w obszar Przewidywanych Zdarzeń Eksploatacyjnych. Jest to istotna zmiana z punktu widzenia klasyfikacji bezpieczeństwa i może mieć znaczący wpływ na jej wyniki.

W omawianym przypadku niewątpliwie znaczenie ma duża różnica częstości zmodyfikowanych trybów awarii. Można ten problem zauważyć już w porównaniu baz danych (Rysunek 17). Według tego porównania, w przypadku pomp, stosowanie danych US NRC nie powinno

wprowadzać dużego błędu – jednak dla rozpatrywanego trybu awarii tj. wycieków zewnętrznych, jest to zasadnicza różnica. Podobnie, w przypadku wymienników ciepła na wspomnianym rysunku widać znaczącą różnicę w częstości uszkodzeń. Przedziały ufności tych zestawów danych nie pokrywają się – co oznacza, że są statystycznie różne (na poziomie ufności 90%).

5.4 OCENA WPŁYWU NA WYNIKI PROCEDURY KLASYFIKACJI

Klasyfikacja bezpieczeństwa tworzona jest przede wszystkim w oparciu o analizy deterministyczne konsekwencji utraty funkcji bezpieczeństwa, uzupełniane tam gdzie to właściwe przez analizy probabilistyczne. Omówione w poprzednim punkcie przykłady analiz probabilistycznych wykorzystano do oceny ich wpływu na wynik klasyfikacji bezpieczeństwa, na przykładzie trzech funkcji bezpieczeństwa reaktora MARIA:

- a. Funkcja wykrywania awarii z ucieczką wody
- b. Funkcja zrzutu gazu ze stabilizatora do zbiornika elastycznego
- c. Funkcja awaryjnego chłodzenia wykorzystująca zalewanie kanałów paliwowych

Funkcja a. wymaga aktywacji po wystąpieniu omawianego w pkt. 5.3 zdarzenia PZI (utrata szczelności obiegu chłodzenia kanałów paliwowych - duża ucieczka chłodziwa). Do SEKW realizujących tę funkcję należą przede wszystkim czujniki poziomu wody w basenie reaktora i w przechowalniku zużytego paliwa oraz czujniki ciśnienia w rurociągu tłocznym kanałów paliwowych. Oprócz PZI wymienionego w pkt. 5.3, funkcja wykrywania ucieczki wody aktywowana jest dla kolejnych dwóch zdarzeń:

- Ucieczka wody z basenu reaktora
- Utrata chłodziwa z przechowalnika wypalonego paliwa

Zmiany danych wejściowych nie dotyczyły powyższych dwóch zdarzeń. Biorąc one jednak udział w analizie najpoważniejszych konsekwencji utraty omawianej funkcji bezpieczeństwa oraz częstości wymogu jej uruchomienia – będących podstawą procesu kategoryzacji funkcji bezpieczeństwa. Konsekwencje utraty funkcji a. oceniono jako wysokie. Funkcja ta jest dedykowana dla awarii projektowych co według macierzy kategoryzacji (Tabela 4) decyduje o przydziale kategorii 2 (KB2). Funkcja ta ma także zasadnicze znaczenie w osiągnięciu stanu kontrolowanego po wystąpieniu wymienionych PZI. Z tego względu otrzymała najwyższą kategorię KB1 (wg czynnika d - Rysunek 7). Analiza częstości wymogu użycia funkcji ma w tym przypadku znaczenie drugoplanowe.

Następnie, Autor analizuje funkcje bezpieczeństwa b. i c. łącznie:

- b. Zrzut gazu ze stabilizatora do zbiornika elastycznego
- c. Awaryjne chłodzenie wykorzystujące zalewanie kanałów paliwowych

Funkcje te aktywowane są jedna po drugiej w celu wymuszenia cyrkulacji chłodziwa w kanałach paliwowych podczas awarii z dużą ucieczką wody z kanałów. Układ stabilizatora to typowy układ zapewnienia stałego ciśnienia w pętli chłodzenia kanałów paliwowych (Rysunek 5). Dla wielu PZI reaktora MARIA, w przypadku utraty wymuszonego chłodzenia, aktywowane są obie te funkcje aby wymusić cyrkulację chłodziwa w kanałach paliwowych i uniknąć uszkodzenia paliwa. Funkcja b. polega na zrzucie gazu ze stabilizatora aby powstała różnica ciśnień wymusić przepływ chłodziwa w kanałach paliwowych. Funkcja c. polega na zalaniu kanałów paliwowych wodą z basenu reaktora.

Modele PSA reaktora MARIA, w trakcie trwania projektu, przechodziły ewolucję powodowaną przez lepsze zrozumienie narzędzi wykorzystywanych do modelowania ale też pełniejsze zrozumienie procesu eksploatacji reaktora. Jest to zgodne z założeniami dla modeli PSA reaktora jądrowego obecnymi w normach MAEA – powinny to być „żywe” modele, które podlegają aktualizacji wraz z lepszym zrozumieniem procesu eksploatacji oraz akumulacją danych historycznych o awariach urządzeń reaktora. Czasami zdarzają się w pracach nad modelami PSA weryfikacje założeń, które mają zasadnicze znaczenie dla wyników. Tak było też w przypadku reaktora MARIA: bardzo konserwatywne założenia dotyczące eksploatacji układów chłodzenia zostały zmienione na zgodne z wartościami podanymi w procedurach eksploatacji reaktora MARIA. Spowodowało to zasadnicze zmiany w modelach PZI i wynikach obliczeń probabilistycznych dla układów chłodzenia. A to z kolei przełożyło się na wartość częstości wymogu użycia omawianych dwóch funkcji. Ponieważ funkcje te uruchamiane są razem, mają identyczną wartość częstości wymogu użycia, która poprzednio wynosiła nieco więcej niż siedem razy na tysiąc lat pracy reaktora. Był to więc obszar awarii projektowych. Po zmianach założeń wartość ta spadła o dwa rzędy wielkości do poziomu ok. $2E-05$ [1/rok]. Jest to zasadnicza zmiana, jednak według macierzy kategoryzacji reaktora MARIA (nieco odmiennej od macierzy z pkt. 4.1.6) jest to wciąż obszar awarii projektowych. Zmiana kategorii nie była więc wymagana.

Trzeba dodać, że gdyby częstość wymogu spadła poniżej progu $1E-05$ [1/rok] (próg Rozszerzonych Warunków Projektowych), kategoria dla tych funkcji nie uległaby zmianie. Są one przypisane do PZI, które jest awarią projektową a konsekwencje utraty tych funkcji są

wysokie. Zdziałanie ich jest także warunkiem osiągnięcia stanu kontrolowanego. Decyduje to o przyznaniu im najwyższej kategorii KB1. Fakt, że częstość wymogu użycia ich jest niska, nie może mieć w tym wypadku przełożenia na wartość kategorii.

Powyższe przykłady ukazują drugoplanowe znaczenie analiz probabilistycznych dla procesu kategoryzacji funkcji bezpieczeństwa a więc i dla całego procesu klasyfikacji bezpieczeństwa SEKW reaktora badawczego. Jest to zamierzone i zgodne z założeniami sformułowanymi w wymogach prawa i normach międzynarodowych. W opisanych przypadkach można zauważyć jasne kryteria wykorzystania wyników analiz probabilistycznych. Nie są zupełnie obojętne dla wyniku klasyfikacji. W innej sytuacji, dla innego reaktora badawczego, mogą mieć bezpośrednie przełożenie na zmianę klasy bezpieczeństwa.

6 PODSUMOWANIE

W pracy przedstawiono opracowaną przez Autora procedurę klasyfikacji bezpieczeństwa SEKW reaktora badawczego, która jest zgodna z ustawą Prawo Atomowe i wymogami MAEA. Opisano mechanizm uwzględniania w procesie klasyfikacji wyników probabilistycznych analiz bezpieczeństwa PSA. Procedura przedstawiona przez Autora rozszerzona jest w stosunku do rekomendacji MAEA. Autor stosuje dodatkowy czynnik, uwzględniający całkowitą częstość wymogu użycia funkcji bezpieczeństwa reaktora, który dokładniej oddaje ryzyko eksploatacyjne wobec funkcji aktywowanych w wielu sekwencjach awaryjnych. Autor objaśnia także stosowane w procedurze jakościowe kryteria oceny prawdopodobieństwa zdarzeń (niskie, średnie, wysokie) i pochodzenie wartości liczbowych stanowiących granice między nimi.

W pracy omówiono metody analiz probabilistycznych stosowanych w procesie projektowania reaktora jądrowego na etapie przeprowadzania klasyfikacji bezpieczeństwa. Autor prezentuje zaawansowane metody aktualizacji danych wejściowych do modeli PSA pochodzących z publicznych baz danych, gdy dostępne stają się dane z eksploatacji modelowanego reaktora. Autor wykorzystał wyniki analiz danych historycznych reaktora MARIA aby wskazać optymalną metodę doboru danych wejściowych do modeli PSA reaktora badawczego. Porównano bazy danych wejściowych do analiz PSA od US NRC (reaktory energetyczne) i MAEA (reaktory badawcze) z odpowiednimi wynikami z bazy danych historycznych reaktora MARIA. Wynik porównania wskazuje na istotne statystycznie różnice między wymienionymi źródłami. Na tej podstawie Autor stwierdza, że nie jest możliwe jednoznaczne wskazanie na jedną z publicznie dostępnych baz danych jako właściwą do projektowych analiz PSA reaktora badawczego. Jako alternatywę Autor proponuje użycie algorytmu scalającego dane z wielu źródeł, którego użycie zaprezentowano na przykładzie urządzeń reaktora MARIA.

BIBLIOGRAFIA

- [1] A. Markandya i P. Wilkinson, „Electricity generation and health”, *The Lancet*, t. 370, nr 9591, s. 979–990, 2007
- [2] N. C. Rasmussen, „WASH 1400 (NUREG-75/014) Reactor Safety Study”, 1975
- [3] „NUREG-1150 Severe Accident Risks: An Assessment for Five U.S. Nuclear Power Plants”, US NRC, 1980
- [4] „Prawo atomowe”, 2000
- [5] M. Migdal i in., „MARIA Reactor Irradiation Technology Capabilities towards Advanced Applications”, *Energies*, t. 14, nr 23, s. 8153, 2021
- [6] K. Pytel, „Reaktor MARIA”, Narodowe Centrum Badań Jądrowych, 2013
- [7] „Rozporządzenie Rady Ministrów w sprawie wymagań bezpieczeństwa jądrowego i ochrony radiologicznej, jakie ma uwzględniać projekt obiektu jądrowego”, 2012
- [8] „IAEA TECDOC-1922 Reliability Data for Research Reactor Probabilistic Safety Assessment”, IAEA, 2020
- [9] „SSG-30 Safety Classification of Structures, Systems and Components in Nuclear Power Plants”, IAEA, 2014
- [10] „SSR-3 Safety of Research Reactors”, IAEA, 2016
- [11] „IAEA-TECDOC-1787 Application of the Safety Classification of Structures, Systems and Components in Nuclear Power Plants”, IAEA, 2016
- [12] „IAEA SF-1 Fundamental safety principles”, IAEA, Vienna, 2006
- [13] J. Kałowski i K. Kowal, „An integrated risk-informed safety classification for unique research reactors”, *Nuclear Engineering and Technology*, t. 55, nr 5, s. 1814–1820, 2023
- [14] „Risk-informed classification of systems, structures and components”, *Rakenteiden Mekaniikka (Journal of Structural Mechanics)*, t. 41, nr 2, s. 90–98, 2008
- [15] K. Kunitomi i S. Shiozawa, „Safety design”, *Nuclear Engineering and Design*, t. 233, nr 1–3, s. 45–58, 2004
- [16] „Categorisation of Safety Functions and Classification of Structures Systems and Components”, Office of Nuclear Regulation, 2019
- [17] T.-R. Kim, „Safety Classification of Systems, Structures, and Components for Pool-Type Research Reactors”, *Nuclear Engineering and Technology*, t. 48, nr 4, s. 1015–1021, 2016
- [18] K. J. Kang, S. I. Wu, i J. Yoon, „Introduction to South Africa’s Safety Classification”, 2012
- [19] Pete Jordan, „Next Generation Nuclear Plant Structures, Systems, and Components Safety Classification White Paper”, 2010
- [20] M. C. Cheok, G. W. Parry, i R. R. Sherry, „Use of importance measures in risk-informed regulatory applications”, *Reliability Engineering & System Safety*, t. 60, nr 3, s. 213–226, 1998
- [21] J. S. Ha i P. H. Seong, „A method for risk-informed safety significance categorization using the analytic hierarchy process and bayesian belief networks”, *Reliability Engineering & System Safety*, t. 83, nr 1, s. 1–15, 2004
- [22] I. S. Kim, S. K. Ahn, i K. M. Oh, „Deterministic and risk-informed approaches for safety analysis of advanced reactors: Part II, Risk-informed approaches”, *Reliability Engineering & System Safety*, t. 95, nr 5, s. 459–468, 2010
- [23] W. Jiaqun i in., „A new importance assessment method for risk-informed SSC categorization”, *International Journal of Energy Research*, t. 42, nr 4, s. 1779–1786, 2018

- [24] M. Sun *i in.*, „A new integrated SSCs safety classification method and a case study on CN HCCB TES”, *Annals of Nuclear Energy*, t. 145, s. 107594, 2020
- [25] „IAEA SSG-3 Development and Application of Level 1 Probabilistic Safety Assessment for Nuclear Power Plants”, IAEA, 2010
- [26] P. I. A. Papazoglou *i in.*, „NUREG/CR-2815 Probabilistic Safety Analysis Procedures Guide”, US NRC, 1984
- [27] J. W. Hickman, Red., „NUREG/CR-2300 PRA Procedures Guide”. US NRC, 1983.
- [28] S. Kamyab i M. Nematollahi, „Evaluating the core damage frequency of a TRIGA research reactor using risk assessment tool software”, *Nuclear engineering and design*, t. 241, nr 8, s. 2942–2947, 2011
- [29] M. Maskin *i in.*, „Selection of important initiating events for Level 1 probabilistic safety assessment study at Puspatti TRIGA Reactor”, *Annals of Nuclear Energy*, t. 92, s. 198–210, 2016
- [30] A. Hassan *i in.*, „Operator response modeling and human error probability in TRIGA Mark II research reactor probabilistic safety assessment”, *Annals of Nuclear Energy*, t. 102, s. 179–189, 2017
- [31] M. Maskin *i in.*, „Quantification of initiating event frequencies and component reliability data in level 1 probabilistic safety assessment at Puspatti TRIGA research reactor”, *Annals of Nuclear Energy*, t. 121, s. 22–28, 2018
- [32] P. V. Varde, S. Sankar, i A. K. Verma, „An operator support system for research reactor operations and fault diagnosis through a connectionist framework and PSA based knowledge based systems”, *Reliability Engineering & System Safety*, t. 60, nr 1, s. 53–69, 1998
- [33] R. Barati i S. Setayeshi, „Probabilistic Safety Assessment of Tehran research reactor based on a synergy between plant topology and hierarchical evolutions”, *Progress in Nuclear Energy*, t. 70, s. 199–208, 2014
- [34] S. J. Bastin i J. Perera, „Application of probabilistic safety assessment to parameters of operational limits and conditions of the OPAL research reactor”, *Australian Journal of Mechanical Engineering*, t. 5, nr 2, s. 127–137, 2008
- [35] D. Grabaskas *i in.*, „Development of the Versatile Test Reactor Probabilistic Risk Assessment”, *Nuclear Science and Engineering*, t. 196, nr sup1, s. 278–288, 2022
- [36] T. D. Le Duy i D. Vasseur, „A practical methodology for modeling and estimation of common cause failure parameters in multi-unit nuclear PSA model”, *Reliability Engineering & System Safety*, t. 170, s. 159–174, 2018
- [37] G. Radu, D. Mladin, i I. Prisecaru, „Analysis of potential common cause failure events for Romania-TRIGA 14MW reactor”, *Nuclear Engineering and Design*, t. 265, s. 164–173, 2013
- [38] S. Kordalivand, R. Akbari, i M. Abbasi, „Quantifying the impact of risk mitigation measures using SPAR-H and RCM Approaches: Case study based on VVER-1000 systems”, *Nuclear Engineering and Design*, t. 423, 2024
- [39] P. Liu *i in.*, „Expert judgments for performance shaping Factors’ multiplier design in human reliability analysis”, *Reliability Engineering & System Safety*, t. 194, 2020
- [40] E. Stefanov i G. Petkov, „A Case Study on Incorporation of Ageing Effects into the PSA Model of NPP with WWER-1000”, w *EC Workshop on Investigation of Ageing Effects using the Probabilistic Safety Assessment, Kernkraftwerk Gösgen-Däniken, Switzerland*, 2010.
- [41] A. Volkanovski, „Method for assessment of ageing based on PSA results”, *Nuclear Engineering and Design*, t. 246, s. 141–146, 2012

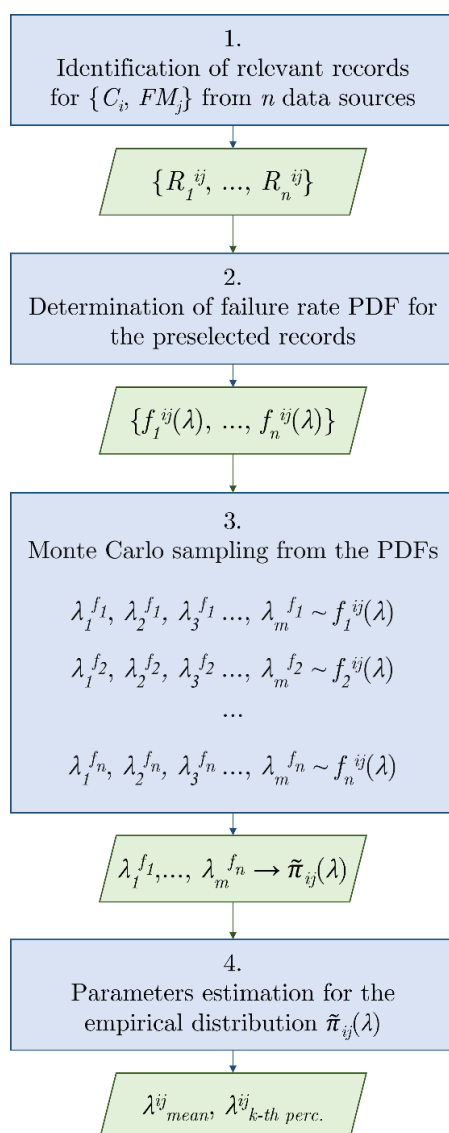
- [42] A. Ayoub, V. Ariu, i O. Nusbaumer, „A fast and robust Bayesian update of components failure rates in a nuclear power plant”, *Progress in Nuclear Energy*, t. 118, s. 103067, 2020
- [43] M. Zubair i Z. Zhijian, „Reliability Data Update Method (RDUM) based on living PSA for emergency diesel generator of Daya Bay nuclear power plant”, *Safety Science*, t. 59, s. 72–77, 2013
- [44] A. Kaszko, K. Kowal, i S. Potemski, „Quantification of initiating events probability based on fragility functions and Bayesian network applied for multi-hazard”, 2020
- [45] S. Kwag i J. Oh, „Development of network-based probabilistic safety assessment: A tool for risk analyst for nuclear facilities”, *Progress in Nuclear Energy*, t. 110, s. 178–190, 2019
- [46] „IEEE Std 500-1984 - IEEE Standard Reliability Data for Pumps and Drivers, Valve Actuators, and Valves”, IEEE, 1984
- [47] A. D. Swain i H. E. Guttman, „NUREG/CR-1278 Handbook of human-reliability analysis with emphasis on nuclear power plant applications.”, US NRC, 1983
- [48] Z. Ma, T. Wierman, i K. Kvarfordt, „Industry Average Performance for Components and Initiating Events at U.S. Commercial Nuclear Power Plants: 2020 Update”, INL/EXT-21-65055-Rev000, 1847110, 2021
- [49] „IAEA TECDOC-400 Probabilistic Safety Assessment for Research Reactors”, IAEA, 1987
- [50] „IAEA TECDOC-517 Application of Probabilistic Safety Assessment to Research Reactors”, IAEA, 1989
- [51] „IAEA-TECDOC-930 Generic component reliability data for research reactor PSA”. IAEA, 1997.
- [52] „IAEA TECDOC-636 Manual on Reliability Data Collection for Research Reactors PSA”, IAEA, 1991
- [53] „NUREG/CR-6823 Handbook of parameter estimation for probabilistic risk assessment”, US NRC, 2003
- [54] L. H. Crow, „Reliability analysis for complex, repairable systems in reliability and biometry”, *SIAM*, 1974
- [55] M. Kijima i U. Sumita, „A useful generalization of renewal theory: counting processes governed by non-negative Markovian increments”, *Journal of Applied probability*, t. 23, nr 1, s. 71–88, 1986
- [56] O. Reistad, S. Hustveit, i S. Roudak, „Operational and accident survey of Russian nuclear submarines for risk assessments using statistical models for reliability growth”, *Annals of Nuclear Energy*, t. 35, nr 11, s. 2126–2135, 2008
- [57] G.-Y. Park i S. C. Jang, „A software reliability estimation method to nuclear safety software”, *Nuclear Engineering and Technology*, t. 46, nr 1, s. 55–62, 2014
- [58] A. Sun i in., „Application of Crow-AMSAA analysis to nuclear power plant equipment performance”, w *13th International Conference on Nuclear Engineering*, 2005, s. 1–6.
- [59] E. K. Doyle, V. Tuomi, i I. Rowley, „Initiating Statistical Maintenance Optimization”, w *The Proceedings of the International Conference on Nuclear Engineering (ICONE)*, 2007.
- [60] J. Kałowski i in., „Impact of equipment reliability on safety classification of research reactors”, *Nuclear Engineering and Technology*, t. 57, nr 6, 2025
- [61] A. Ly i in., „A Tutorial on Fisher information”, *Journal of Mathematical Psychology*, t. 80, s. 40–55, 2017
- [62] K. Kowal i in., „Integration of the heterogeneous reliability data for fusion-specific components of the DONES Accelerator Systems”, *Fusion Engineering and Design*, t. 172, 2021

ZAŁĄCZNIK A

Przetłumaczone fragmenty z pracy wspólnej Autora i pracowników Zakładu Energetyki Jądrowej i Analiz Środowiska NCBJ pt. Integration of the heterogeneous reliability data for fusion-specific components of the DONES Accelerator Systems [62], które zawierają matematyczny opis algorytmu integracji danych:

4. ALGORYTM INTEGRACJI DANYCH

Algorytm opracowany i zastosowany w ramach tej pracy do integracji niejednorodnych danych niezawodnościowych składa się z następujących czterech kroków (Rysunek 27):



Rysunek 27. Algorytm integracji niejednorodnych danych niezawodnościowych dla danego komponentu C_i i trybu awarii FM_j [62]

1. Identyfikacja odpowiednich rekordów danych $\{R_1^{ij}, \dots, R_n^{ij}\}$ odpowiadających tym samym parom: komponent C_i - tryb uszkodzeń FM_j w różnych źródłach danych.
2. Określenie funkcji gęstości prawdopodobieństwa (PDF – ang. Probability Density Function) wskaźnika częstości uszkodzeń (λ) dla każdego z wybranych rekordów danych odpowiadającego każdej parze $\{C_i - FM_j\}$: $f_1^{ij}(\lambda), \dots, f_n^{ij}(\lambda)$.
3. Próbkowanie Monte Carlo z funkcji PDF $f_1^{ij}(\lambda), \dots, f_n^{ij}(\lambda)$ w celu oszacowania empirycznego rozkładu wskaźnika częstości uszkodzeń dla każdej pary $\{C_i, FM_j\}$: $\tilde{\pi}_{ij}(\lambda)$.
4. Estymacja parametrów dla nowych rozkładów $\tilde{\pi}_{ij}(\lambda)$, tj. średniej wartości wskaźnika częstości uszkodzeń λ^{ij} i jego percentyli.

4.1 Identyfikacja odpowiednich rekordów danych (krok 1)

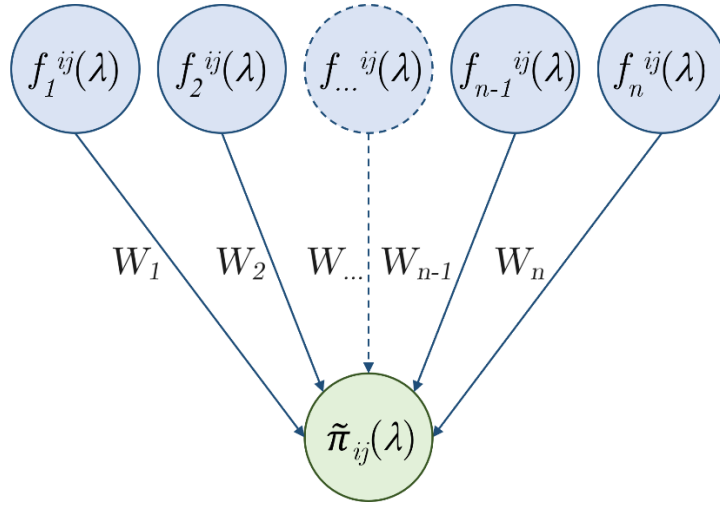
(fragment nieistotny – nie zawiera operacji matematycznych)

4.2 Wyznaczenie funkcji gęstości prawdopodobieństwa dla częstości uszkodzeń (krok 2)

Po wybraniu danych referencyjnych dla każdej pary $\{C_i - FM_j\}$ następuje etap wyznaczania funkcji PDF dla poszczególnych rekordów danych. Na tym etapie zastosowano różne techniki, w zależności od liczby i rodzaju parametrów dostępnych w źródłach danych. Omawiane rozkłady to logarytmiczno-normalny, rozkład Weibulla, rozkłady Gamma i Beta. Parametry będące przedmiotem zainteresowania to średnia, mediana (Md), dolny przedział (LB) tj. centyl 5 rzędu wskaźnika częstości uszkodzeń, górny przedział (UB) tj. centyl 95 rzędu wskaźnika częstości uszkodzeń oraz współczynnik błędu (EF) - zdefiniowany jako iloraz UB przez Md. Jednak tylko w kilku przypadkach cały zestaw parametrów rozkładu jest obecny w oryginalnych danych.

4.3 Próbkowanie Monte Carlo funkcji PDF (krok 3)

Po zdefiniowaniu funkcji rozkładu prawdopodobieństwa dla odpowiednich rekordów danych przypisanych do danej pary $\{C_i - FM_j\}$, rozpoczyna się procedura próbkowania. Ważne jest, aby użyć stosunkowo dużej liczby próbek, aby oszacowany rozkład $\tilde{\pi}_{ij}(\lambda)$ miał wysoką dokładność. Procedura próbkowania została zilustrowana poniżej (Rysunek 28).



Rysunek 28. Próbkowanie Monte Carlo z n rozkładów wejściowych do rozkładu empirycznego

4.4 Wyznaczenie parametrów rozkładu empirycznego (krok 4)

Założmy, że Λ jest zmienną losową przyjmującą wartości ze zbioru $\mathbb{R}^+$ dla losowego próbkowania parametrów wskaźnika częstości uszkodzeń i że procedura próbkowania jest powtarzana m razy niezależnie. Generuje to sekwencję zmiennych losowych $(\lambda_1, \lambda_2, \dots, \lambda_m)$. W kategoriach statystycznych sekwencja ta jest próbą losową o rozmiarze m zgodnie z pewnym rozkładem empirycznym. Empiryczna funkcja CDF (ang. cumulative distribution function), oparta na wygenerowanych danych dla pojedynczej pary $\{Ci, FMj\}$, jest zdefiniowana przez:

$$F_m(\lambda) = \frac{1}{m} \sum_{i=1}^m \mathbf{1}(\lambda_i \leq \lambda), \lambda \in \mathbb{R}^+$$

Następnie, empiryczna funkcja kwantyla $\hat{Q}_{ij}(p)$ skumulowanego rozkładu $F_m(\lambda)$ jest zdefiniowana jako:

$$\hat{Q}_{ij}(p) = F_m^{-1}(p) = \inf\{\lambda : F_m(\lambda) \geq p\} = \lambda_{x(i)}$$

gdzie wartość i spełnia warunek:

$$\frac{i-1}{m} < p \leq \frac{i}{m}$$

oraz $\lambda_{x(i)}$ nadano kolejność spełniającą warunek:

$$\lambda_{x(1)} \leq \lambda_{x(2)} \leq \dots \leq \lambda_{x(m)}$$

co stanowi permutację wejściowego zbioru próbek.

Wyznaczone wartości Górnego Przedziału (95%) i Dolnego Przedziału (5%) odpowiadają próbkom $\lambda_{95\%} = \hat{Q}_{ij}(0.95)$ i $\lambda_{5\%} = \hat{Q}_{ij}(0.05)$. Nowa wartość częstości uszkodzeń może być wyznaczona jako średnia z próby:

$$\lambda_{mean} = \frac{1}{m} \sum_{i=1}^m \lambda_i$$