

Prof. dr hab. Elżbieta Jartych
Politechnika Lubelska
ul. Nadbystrzycka 38A
20-618 Lublin
e.jartych@pollub.pl

Lublin, 25 sierpnia 2023

**Recenzja pracy doktorskiej Miny Torabi nt.
"Probabilistic Safety Assessment for High Temperature
Gas-cooled Reactors"**

Recenzja została przygotowana na wniosek dr hab. Anety Malinowskiej, Sekretarz Naukowej Narodowego Centrum Badań Jądrowych w Świerku.

Ocena układu rozprawy doktorskiej

Rozprawa obejmuje 98 stron tekstu w języku angielskim, 29 rysunków, 12 tabel, 25 wzorów i 91 odnośników do literatury. Praca składa się z trzech obszernych rozdziałów, zawierających podrozdziały oraz podsumowania. Autorka przygotowała również spis rysunków, tabel i skrótów. W pierwszym rozdziale przedstawiono przedmiot zainteresowania, jakim jest wysokotemperaturowy reaktor chłodzony gazem, HTGR, oraz sformułowano hipotezę i cele badań. Drugi rozdział poświęcony jest opisowi metodyki probabilistycznych analiz bezpieczeństwa (PSA) stosowanej w elektrowniach jądrowych, ze szczególnym uwzględnieniem analizy przyczyn i skutków awarii (FMEA). W rozdziale trzecim opisano wyniki zastosowania metody FMEA dla HTGR oraz porównano standardową procedurę PSA w zastosowaniu do HTGR z nowym rozwiązaniem zaproponowanym przez Autorkę. Pracę kończy podsumowanie zawierające wnioski i kierunek dalszych badań oraz spis pozycji bibliograficznych. Uważam, że konstrukcja rozprawy jest prawidłowa.

Ocena literatury wykorzystanej w ramach pracy doktorskiej

Bibliografia zawiera 91 pozycji. Większość cytowanych prac została opublikowana w latach 2000-2022 w formie monografii lub artykułów naukowych z zakresu fizyki jądrowej oraz bezpieczeństwa i niezawodności elektrowni jądrowych. Świadczy to o aktualności podjętego w rozprawie tematu badawczego. Wykorzystano również starsze źródła z lat 1975-1999, są to głównie raporty techniczne światowych agencji energii atomowej i laboratoriów badawczych. Ze źródeł tych zaczerpnięto wiedzę merytoryczną na temat metody FMEA i jej rozszerzenia dla HTGR. Spis bibliograficzny zawiera drobne błędy, np. brak zakresu stron i numerów tomów czasopism (tj. [14], [23], [62], [77], [80]) oraz jest niespójny, tj. niektóre nazwy czasopism są pisane małymi literami ([11], [30], [43], [51], [69]), podczas gdy większość z nich jest pisana wielkimi literami.

Wskazanie i ocena celu pracy

Głównym celem rozprawy doktorskiej było opracowanie nowego podejścia do analiz PSA, adekwatnego do unikalnych charakterystyk i warunków pracy systemów związanych z bezpieczeństwem HTGR. Cel został sformułowany w pierwszym, krótkim rozdziale,

opisującym w sposób ogólny przedmiot pracy i nawiązującym do aktualnego stanu wiedzy w zakresie stosowanych metod oceny bezpieczeństwa i niezawodności elektrowni jądrowych. Cel został jasno określony i jest interesujący zarówno ze względów poznawczych, jak i aplikacyjnych. Ważnym aspektem analizy było pokazanie ograniczeń tradycyjnej metodologii PSA opracowanej dla reaktorów lekkowodnych (LWR) oraz rozważenie różnic w funkcjach systemów bezpieczeństwa pomiędzy LWR i HTGR w warunkach awaryjnych. Następnie, zdobyta wiedza pozwoliła udoskonalić standardowe podejście PSA dla HTGR poprzez uwzględnienie tych charakterystyk i cech bezpieczeństwa w modelach probabilistycznych.

Wskazanie i ocena zastosowanych metod badawczych

Analizy przeprowadzono w trzech etapach. W pierwszym etapie standardowa metodologia PSA z komplementarną i kluczową metodą FMEA została zastosowana do układu elektrycznego i układu chłodzenia zbiornika wysokotemperaturowego reaktora testowego (HTTR), jako referencyjnego do HTGR. Dla układu elektrycznego zaproponowano i zastosowano nowe podejście do stopniowego screeningu awarii oparte na FMEA. Dobrze zdefiniowane etapy procesu FMEA zostały opisane z uwzględnieniem definicji systemu i jego komponentów, identyfikacji potencjalnych trybów awarii, oceny ich skutków, prawdopodobieństwa wystąpienia oraz wskaźnika priorytetu ryzyka (RPN). Wartości RPN obliczono dla systemów zasilania prądem przemiennym wysokiego i niskiego napięcia oraz bezprzerwowego i komputerowego systemu zasilania prądem przemiennym HTTR. Analiza FMEA pozwoliła uzyskać liczbową reprezentację ryzyka związanego z każdym rodzajem awarii. W przypadku układu chłodzenia zbiornika reaktora, dla elementów znajdujących się wewnątrz obudowy bezpieczeństwa, przeprowadzono analizę FMEA z uwzględnieniem dodatkowego czasu opóźnienia wynoszącego 72 godziny na schłodzenie reaktora przed rozpoczęciem prac naprawczych. Zaproponowane podejście uprościło analizę, eliminując tryby awarii o mniejszej częstotliwości i dotkliwości, zapewniając w ten sposób bardziej racjonalny i łatwiejszy do zarządzania zakres awarii do dalszej analizy.

Drugi etap badań poświęcono zastosowaniu standardowego modelu PSA dla HTGR z wykorzystaniem dwóch specyficznych technik, takich jak drzewa zdarzeń (ETA) i drzewa uszkodzeń (FTA). Narzędzia te umożliwiają ilościową analizę poziomu bezpieczeństwa reaktora zapewniając kompleksową ocenę prawdopodobieństwa i konsekwencji różnych scenariuszy awarii. Standardowe PSA przeprowadzono dla referencyjnego reaktora HTTR i dla referencyjnego zdarzenia inicjującego, a mianowicie utraty wymuszonego chłodzenia wraz z utratą ciśnienia (DLOFC), przy użyciu oprogramowania SAPHIRE zaprojektowanego specjalnie do analiz PSA. Szczegółowe analizy scenariuszy przebiegu awarii typu DLOFC przeprowadzono z uwzględnieniem zasad obrony w głąb (DiD). W awarii DLOFC założono jednoczesne rozerwanie koncentrycznego wewnętrznego i zewnętrznego kanału gazu chłodzącego w HTTR. Awaria została przeanalizowana metodami ETA i FTA, które pozwalają ocenić ryzyko i prawdopodobieństwo jej potencjalnych scenariuszy. Graficznie ETA zostało przedstawione dla zdarzenia inicjującego z oszacowanym prawdopodobieństwem dla każdej sekwencji. W analizach FTA uwzględniono następujące systemy łagodzenia skutków awarii DLOFC: system elektryczny, system wyłączenia reaktora, zawory odcinające, awaryjny system oczyszczania powietrza i system chłodzenia zbiornika reaktora. Wykorzystując oprogramowanie SAPHIRE oraz dokładny czas pracy każdego systemu z uwzględnieniem zjawiska starzenia, możliwe było oszacowanie prawdopodobieństwa awarii systemu. Na podstawie przyjętych założeń i danych dostępnych w literaturze oszacowano częstość występowania stanów końcowych.

Trzecia i najważniejsza część analiz dotyczyła nowego podejścia PSA dla HTGR. Ze względu na wiele różnic między reaktorami HTGR i LWR tradycyjna metodologia PSA nie jest odpowiednia. Zaproponowano nowatorskie podejście oparte na symulacji cyklu życia, bazujące na zasadach teorii prawdopodobieństwa i analizy statystycznej. Aby skonstruować schemat blokowy niezawodności dla złożonych systemów związanych z bezpieczeństwem HTTR, wykorzystano narzędzie BlockSim z różnymi konfiguracjami komponentów (szeregowe, równoległe, złożone szeregowo/równoległe, k z n równoległych, rezerwowa redundancja). W odniesieniu do średniej dostępności systemu, starzenie się komponentów może znacząco wpłynąć na wyniki analizy niezawodności i bezpieczeństwa systemu. Do symulacji czasu do awarii i czasu do naprawy komponentów systemu wykorzystano w analizie probabilistycznej rozkład Weibulla.

Oparta na symulacji analiza niezawodności systemu elektrycznego HTTR została szczegółowo przeprowadzona z uwzględnieniem wyników stopniowego screeningu awarii opartego na FMEA i przy założeniu ciągłej pracy systemu przez okres jednego roku. Wykorzystano dane z wiarygodnych i renomowanych źródeł, a do analizy wybrano komponenty uznane za posiadające największy potencjał do efektów starzeniowych. W analizie symulacyjnej systemu chłodzenia HTTR określono dominujące zdarzenia oraz obliczono lub oszacowano dostępność systemu VCS podczas normalnej pracy oraz niezawodność cyklu życia systemu VCS w warunkach normalnych i awaryjnych. Ponadto, wyznaczono dostępność instalacji do kogeneracji opartej na technologii HTTR w całym cyklu życia. Na zakończenie badań zaproponowano ulepszoną estymację prawdopodobieństwa w ramach ETA wynikającą z dokładniejszej oceny prawdopodobieństwa awarii systemów, której nie można osiągnąć metodą FTA.

Wszystkie stosowane metody deterministyczne, probabilistyczne i symulacyjne są ze sobą ściśle powiązane. Kompleksowe analizy musiały uwzględniać wiele czynników związanych z budową reaktora, elementami kluczowych układów elektrycznych i chłodzących oraz cyklem pracy reaktora jądrowego. Metody badawcze zastosowane w pracy uważam za trafne i dostarczające rzetelnych informacji ilościowych o potencjalnych sekwencjach awarii i związanych z nimi ryzykiem.

Ocena części rozprawy doktorskiej dotyczącej dyskusji wyników badań

Wyniki FMEA dla systemu elektrycznego (EF) i chłodzącego (VCS) reaktora HTTR zostały przedstawione w postaci macierzy ryzyka oraz parametrów: Dotkliwość (S), Częstość (O) i Wykrywalność (D), z których wynika kluczowy wynik FMEA, tj. wskaźnik RPN. Wartości RPN zostały wyznaczone dla wszystkich elementów systemu VCS w HTTR i służą liczbowemu przedstawieniu ryzyka związanego z każdym rodzajem awarii. Nowe podejście oparte na stopniowym screeningu bazujące na FMEA zostało zintegrowane z późniejszą analizą niezawodności, tj. z wykorzystaniem metod ETA i FTA do przeprowadzenia standardowego PSA dla awarii DLOFC w HTTR. Przyjęto częstość awarii DLOFC na poziomie $1,31E-04$ /rok. Wyniki częstości stanów końcowych w analizie ETA porównano z wynikami proponowanego nowego podejścia, a mianowicie podejścia opartego na symulacji cyklu życia.

Dla systemu elektrycznego HTTR częstość awarii (λ_{EF}) uzyskano dla podejścia bez wstępnego screeningu awarii oraz ze stopniowym screeniowaniem i zaobserwowano, że podejście poprzedzone screeniowaniem znacznie zmniejsza dolne granice częstości awarii. Dla wybranych elementów elektrycznych wyznaczono skumulowane prawdopodobieństwo awarii dla 50-letniego okresu eksploatacji, natomiast współczynniki awaryjności zależne od czasu uzyskano dla 20-letniego okresu. Najważniejszym wnioskiem płynącym z uzyskanych

wyników jest to, że awaryjność udoskonalonej konstrukcji po 20 latach eksploatacji będzie nadal niższa niż w pierwszym roku eksploatacji dla standardowej. W przypadku układu chłodzenia analiza niezawodności cyklu życia przy normalnej eksploatacji wykazuje trend wykładniczy, podobnie w warunkach awaryjnych w wyniku oceny niezawodności zaobserwowano charakterystyki wykładnicze. Przyjmując podejście oparte na symulacji cyklu życia, ustalono bardziej wiarygodne oszacowania prawdopodobieństwa awarii i dostępności systemów związanych z bezpieczeństwem w HTGR przez cały okres ich eksploatacji. Wyniki ujawniły, że podejście standardowe ma tendencję do przeszacowania częstości zdarzeń i ryzyka, podczas gdy podejście oparte na symulacji zapewnia dokładniejsze i bardziej realistyczne wyniki.

Badania zostały przeprowadzone w sposób przemyślany i kompleksowy, a wyniki jasno przedstawione, szczegółowo opisane i zinterpretowane. Dla każdej części analiz dokonano podsumowania i wyciągnięto wnioski. W ten sposób przedstawiony opis jest logiczny i daje możliwość prześledzenia systematycznej pracy badawczej doktorantki.

Informacje na temat praktycznego zastosowania uzyskanych wyników

Głównym rezultatem przeprowadzonych badań, mającym znaczenie praktyczne, jest wykazanie, że udoskonalona metodologia PSA pozwala skutecznie uchwycić rzeczywiste i długookresowe charakterystyki pracy systemów bezpieczeństwa HTGR w warunkach awaryjnych. Zastosowanie kompleksowych technik symulacyjnych z uwzględnieniem realistycznych warunków eksploatacji HTGR może przyczynić się do poprawy bezpieczeństwa i niezawodności nowoczesnych reaktorów jądrowych.

Informacja o nieprawidłowościach w ocenianej pracy dyplomowej

Nie znalazłam w pracy doktorskiej błędów merytorycznych. Rozprawa, w ogólności, jest dobrze napisana i zilustrowana rysunkami, wykresami i tabelami. Jedno zagadnienie wymaga omówienia:

- (1) analiza FMEA dla została przeprowadzona z uwzględnieniem dwóch z trzech miar, tj. dotkliwości S i częstości O , ze względu na brak wystarczających informacji na temat kontroli i oprzyrządowania HTTR. Jak wdrożenie wykrywalności D wpłynęłoby na wyniki?

Autorka nie uniknęła jednak pewnych nieprawidłowości edytorskich:

- (1) błąd w zdaniu na stronie 15 w rozdziale 3 – “As discussed in Section 2 (page 9), the RPN is a key output of the FMEA analysis, representing the risk associated with each failure mode and determined through the multiplication of the S , O , and D parameters.” – parametry S , O , D są zdefiniowane na stronie 7;
- (2) w opisie Rys. 3.1, strona 19 – są tam cztery (nie trzy) modyfikacje zaznaczone czerwoną linią;
- (3) błąd w zdaniu na stronie 36 - "Loss of a single VCS section with a failure outside the RCV, an additional delay time of 72 hours is necessary to..." – powinno być “inside the RCV”;
- (4) literówka – strona 37 “the traditional PRA” – powinno być PSA; strona 55 “The 2/2 node indicate” – powinno być “indicates”; strona 96 – ref. [47] – powinno być “FMEA”, ref. [56] – powinno być “New”;
- (5) brak spacji – strona 33 tytuł Rys. 3.4 przed (b); strona 53 w tytule podrozdziału 3.5.2 “basedanalysis”;

(6) brakuje wyjaśnienia niektórych skrótów – ET, PDF;

(7) brakuje wyjaśnienia niektórych symboli w równaniach – np. r w równaniu (3.5) lub η w równaniu (3.10).

Ocena oryginalności rozwiązania problemu naukowego

Oryginalnym rozwiązaniem było włączenie symulacji niezawodności i dostępności cyklu życia systemów do modeli PSA w celu uzyskania bardziej kompleksowej i dokładnej oceny bezpieczeństwa i niezawodności HTGR. Wyniki uzyskane w tej rozprawie stanowią ważną wskazówkę dla specjalistów zajmujących się podejmowaniem decyzji na podstawie informacji o ryzyku, ułatwiając skuteczną ocenę ryzyka i strategii łagodzenia skutków awarii, ostatecznie poprawiając ogólne bezpieczeństwo HTGR.

Ocena ogólnej wiedzy kandydatki z dyscypliny oraz umiejętności samodzielnego prowadzenia pracy naukowej

Z przedłożonej do oceny rozprawy doktorskiej wynika, że badania zostały przeprowadzone starannie, kompleksowo i systematycznie. Autorka wykazała się znajomością fizyki zjawisk zachodzących podczas pracy reaktora jądrowego oraz podczas awarii. Przeprowadzenie analiz i symulacji prawdopodobieństwa dotyczących bezpieczeństwa reaktora jądrowego wymagało znajomości fizyki, a także matematyki i informatyki. Uzyskane wnioski znajdują pełne potwierdzenie w wynikach przeprowadzonych analiz, a postawiony cel pracy został osiągnięty. Publikacje współautorskie doktorantki opublikowane w latach 2021-2022 w *Reliability Engineering and Systems Safety* oraz *Proceedings of the 32nd European Safety and Reliability Conference (ESREL 2022)* stanowią podstawę rozprawy i świadczą o wysokim poziomie naukowym prowadzonych badań. Na podstawie ocenianej rozprawy doktorskiej mogę stwierdzić, że poziom wiedzy ogólnej Miny Torabi jest wysoki, a doświadczenie zdobyte przez lata pracy nad rozprawą pozwoli jej na samodzielne prowadzenie pracy naukowej.

Podsumowanie

Pomimo drobnych niedoskonałości, głównie o charakterze redakcyjnym, rozprawę doktorską Miny Torabi, ze względu na aktualność, oryginalność i wagę badań, aspekt aplikacyjny w energetyce jądrowej oraz uzyskane interesujące wyniki, oceniam pozytywnie, stwierdzam, że spełnia warunki określone w art. 187 Prawa o szkolnictwie wyższym i nauce (Dz. U. z 2020 r. poz. 85 z późn. zm.) i wnioskuję o dopuszczenie doktorantki do dalszych etapów przewodu doktorskiego.

Lublin, 25.08.2023

Elżbieta Jartych