

RECENZJA

pracy doktorskiej mgra inż. Mateusza Włostowskiego
pt. „Metodyka wykonywania obliczeń najlepszego szacowania wraz z oceną niepewności
dla ciężkich awarii na podstawie probabilistycznych metod propagacji niepewności
parametrów wejściowych”

1. Informacje ogólne

Praca wykonana została w Instytucie Techniki Ciepłej na Wydziale Mechanicznym Energetyki i Lotnictwa, Politechniki Warszawskiej pod kierunkiem promotora dra hab. inż. Rafała Laskowskiego, prof. uczelni oraz promotora pomocniczego dra inż. Piotra Darnowskiego.

Recenzję opracowano w oparciu o pismo Przewodniczącego Rady Naukowej Dyscypliny Inżynieria Środowiska, Górnictwo i Energetyka Politechniki Warszawskiej, prof. dr. hab. inż. Tomasza Wiśniewskiego z dnia 5 grudnia 2023 w sprawie powołania na recenzenta. Pracę doktorską przedstawiono na 198 stronach, zawiera ona dziewięć rozdziałów, które poprzedza Podziękowanie, Streszczenie w języku polskim i angielskim, Spis skrótów, Spis treści, kończy natomiast rozdział 9 tzw. Aneks. Dysertacja zawiera 23 pozycje rysunków, 20 pozycji tabel oraz wykaz literatury - 105 pozycji.

2. Omówienie treści pracy

We *Wstępie* (rozdział 1) pracy Doktoranta przedstawiono ocenę bezpieczeństwa reaktora jądrowego jako systematyczny proces weryfikujący zgodność projektu z wymaganiami bezpieczeństwa określonymi w prawie, standardach i normach technicznych. Kluczowym elementem tego procesu jest analiza bezpieczeństwa, podzielona na analizy probabilistyczne i deterministyczne, które wzajemnie się uzupełniają. Deterministyczne analizy skupiają się na weryfikacji funkcji bezpieczeństwa systemów, elementów konstrukcyjnych i wyposażenia reaktora w różnych stanach, wykorzystując również analizy probabilistyczne. Ich celem jest wykazanie akceptowalności konsekwencji

radiologicznych i ryzyka związanego z eksploatacją, zgodnie z kryteriami akceptacji, wymaganiami prawnymi i normami technicznymi. Te analizy są kluczowym elementem raportu bezpieczeństwa, niezbędnego w procesie uzyskiwania budowę obiektu jądrowego, który podlega ocenie przez organy regulacyjne.

Deterministyczne analizy bezpieczeństwa obejmują różne rodzaje obliczeń, takie jak neutronowe, ciepłno-przepływowe i radiologiczne, wykonywane przy użyciu specjalistycznych kodów obliczeniowych. Istnieją dwa główne podejścia: zachowawcze i oparte na najlepszym szacowaniu z oceną niepewności. Podejście zachowawcze opiera się na najbardziej pesymistycznych wartościach parametrów wejściowych, biorąc pod uwagę niepewności modelowania i zachowania systemów. Natomiast podejście oparte na najlepszym szacowaniu, z uwzględnieniem niepewności, wykorzystuje realistyczne wartości parametrów wejściowych i aktualną wiedzę na temat zjawisk zachodzących podczas awarii. Chociaż wymaga to kwantyfikacji niepewności i większych zasobów, pozwala to na uzyskanie bardziej precyzyjnych wyników, unikając nadmiernie konserwatywnych założeń.

W *Motywacji rozprawy* (rozdział 1.1) Doktorant stwierdza, że zgodnie z ustawą Prawo Atomowe, deterministyczne analizy bezpieczeństwa ciężkich awarii są kluczowym elementem wstępnego raportu bezpieczeństwa, który jest składany przez inwestora starającego się o zezwolenie na budowę obiektu jądrowego. Zakres i sposób przeprowadzenia tych analiz muszą być zgodne z wymaganiami prawnymi, które obejmują także analizy probabilistyczne. Celem tych analiz jest potwierdzenie spełnienia określonych celów i kryteriów akceptacji, ocena adekwatności zastosowanych rozwiązań oraz wsparcie dla analiz probabilistycznych. Procedury przeprowadzania tych analiz są ściśle uregulowane, obejmując określone podejścia, warunki początkowe i brzegowe oraz uwzględnienie konkretnych sekwencji awaryjnych.

Stosowane metody analizy najlepszego szacowania wraz z oceną niepewności są dostosowane głównie do awarii projektowych, znacznie różniących się od analiz ciężkich awarii wymagających uwzględnienia dodatkowych zjawisk, takich jak degradacja materiałów czy uwalnianie substancji promieniotwórczych. Istniejące metody mogą okazać się niewystarczające w przypadku ciężkich awarii ze względu na mnogość zjawisk i ich złożoność. Warto zwrócić uwagę, że sytuacje analizowane w przypadku ciężkich awarii są często na granicy obecnej wiedzy naukowej. W związku z tym stosowanie wyłącznie zachowawczych podejść do analiz bezpieczeństwa może prowadzić do błędnych wniosków. Polskie przepisy nakładają także wymóg wyboru granicznych

przypadków analiz, które stanowią największe zagrożenie dla bezpieczeństwa. W praktyce analizy te wymagają uwzględnienia marginesów bezpieczeństwa oraz są poddawane ocenie i potwierdzeniu, co wymaga dodatkowych analiz i badań. Pomimo że metody analizy najlepszego szacowania z oceną niepewności mogą być przydatne, ich praktyczne zastosowanie jest ograniczone ze względu na konieczność przeprowadzenia wielu obliczeń.

Raporty Międzynarodowej Agencji Energii Atomowej oraz badania naukowe sugerują, że istnieją doświadczenia i narzędzia umożliwiające przeprowadzenie deterministycznych analiz ciężkich awarii zgodnie z podejściem najlepszego szacowania wraz z oceną niepewności. Jednakże, praktyczna implementacja tych metod wymaga dalszych badań i eksperymentów w celu zapewnienia m.in. odpowiedniej pewności co do projektowania systemów bezpieczeństwa i skuteczności działań personelu w przypadku awarii.

W rozdziale 1.2, *Cel i zakres rozprawy*, Doktorant wyjaśnia, że głównym celem rozprawy jest opracowanie metodyki wykonania obliczeń najlepszego szacowania wraz z oceną niepewności, mającej zastosowanie w analizach ciężkich awarii obiektów jądrowych, oraz weryfikacja jej dla konkretnego scenariusza, uwzględniając złożoność tych zdarzeń, minimalizując potrzebne zasoby i ograniczając wpływ użytkownika na wyniki obliczeń.

Tezę rozprawy doktorskiej przedstawiono w rozdziale 1.3.

W rozdziale 2 pt. *Deterministyczne analizy bezpieczeństwa dla ciężkich awarii reaktorów jądrowych* (6 stron), w podrozdziale 2.1, *Pojęcie ciężkiej awarii*, zostaje wyjaśnione, że Polskie prawo oraz wytyczne Międzynarodowej Agencji Energii Atomowej (IAEA) definiują ciężką awarię jako warunki awaryjne obiektu jądrowego, które prowadzą do znaczącej degradacji rdzenia reaktora oraz potencjalnie do uwolnień substancji promieniotwórczych, co stanowi wyzwanie ze względu na brak precyzyjnej definicji "znaczącej degradacji rdzenia", a analizy deterministyczne tych awarii określają konsekwencję tych awarii, w szczególności uwolnień substancji promieniotwórczych do środowiska, przy uwzględnieniu różnego rodzaju nieszczelności i pęknięć komponentów obiegu pierwotnego jako postulowanych zdarzeń inicjujących, które są przedmiotem analiz i mogą potencjalnie prowadzić do poważanych skutków dla bezpieczeństwa.

W rozdziale 2.2, *Wymagania dotyczące metod wykonywania deterministycznych analiz bezpieczeństwa ciężkich awarii*, wyjaśniono, że rozporządzenie dotyczące analiz bezpieczeństwa określa dwie główne metody: jedną opartą na podejściu zachowawczym, zastosowaną dla awarii projektowych, i drugą opartą na najlepszym szacowaniu,

stosowaną dla ciężkich awarii, gdzie metoda najlepszego szacowania uwzględnia aktualny stan wiedzy oraz niepewności związane z warunkami początkowymi i brzegowymi. Wymogi polskie, brytyjskie oraz fińskie podkreślają konieczność stosowania metody najlepszego szacowania w analizach ciężkich awarii, uwzględniając niepewności wynikające z różnorodności zjawisk fizycznych, zgodnie z zaleceniami Międzynarodowej Agencji Energii Atomowej (IAEA), co umożliwi lepsze zrozumienie istotnych zagadnień bezpieczeństwa.

W dalszej części rozdziału, w podrozdziale 2.3 pt. *Źródła niepewności deterministycznych analiz bezpieczeństwa*, opisano, że ocena niepewności stanowi kluczowy element metodologii najlepszego szacowania, a trzy główne źródła niepewności to niepewności związane z modelem kodu, metodami numerycznymi oraz modelem obiektu, co wymaga uwzględnienia przewodników najlepszych praktyk modelowania dla uzyskania wiarygodnych wyników, szczególnie istotnych w kontekście analiz ciężkich awarii w reaktorach jądrowych.

Rozdział 3 (8 stron), pt. *Przegląd stosowanych metod najlepszego szacowania wraz z oceną niepewnością*, Doktorant stwierdził, że deterministyczne analizy bezpieczeństwa są niezbędne do oceny projektu reaktora jądrowego, szczególnie w przypadku potencjalnych awarii, takich jak utrata chłodziwa. Ciężkie awarie, charakteryzujące się degradacją materiałów rdzenia i transportem substancji promieniotwórczych, wymagają całościowego modelowania za pomocą kodów komputerowych. Jednakże, modele te są jedynie przybliżeniem rzeczywistego zachowania reaktora, co niesie ze sobą niepewność. Dlatego rozwinięto metody analizy niepewności, takie jak BEPU (Best-Estimate Plus Uncertainty), aby oszacować marginesy bezpieczeństwa. Metody te, opracowane głównie z myślą o awariach projektowych, są stosowane również do ciężkich awarii, a ich rozwój był motywowany potrzebą uwzględnienia realistycznych modeli i kwantyfikacji niepewności, szczególnie po rewizji przepisów US NRC w 1989 roku. Metody BEPU obejmują propagację niepewności parametrów wejściowych oraz ekstrapolację niepewności parametrów wyjściowych, mogąc być realizowane zarówno metodami deterministycznymi, jak i probabilistycznymi.

Rozdział 3.1, *Probabilistyczne metody propagacji niepewności parametrów wejściowych*, w podrozdziale 3.1.1, opisano jedną z metod CSAU (Code Scaling, Applicability and Uncertainty), opracowaną przez US NRC (amerykańska komisja dozoru jądrowego), służy analizie najlepszej oceny oraz ocenie niepewności dla awarii projektowych, skupiając się na bezpieczeństwie poprzez ocenę przydatności kodu do

scenariusza awaryjnego, identyfikację istotnych zjawisk i zdolność kodu do ich modelowania, wybierając kluczowe parametry wejściowe i wprowadzając dodatkowe odchylenia parametrów wyjściowych, uwzględniając niepewności parametrów wejściowych, przyjmując jednorodny i normalny rozkłady gęstości prawdopodobieństwa dla analizy utraty chłodziwa różnych typów reaktorów i jednorodny rozkład dla większości parametrów wejściowych w analizie stanu przejściowego reaktora BWR. Kolejna metoda (rozdział 3.1.2) GRS, rozwinięta przez niemiecką organizację wspierającą dozory jądrowe, identyfikuje i charakteryzuje wszystkie potencjalnie istotne parametry niepewności poprzez propagację ich przez obliczenia kodu, generując rozkłady gęstości prawdopodobieństwa i zakresy parametrów wyjściowych, przy wykorzystaniu zestawu technik statystycznych umożliwiających niezależność liczby obliczeń od liczby niepewnych parametrów wejściowych, co jest potwierdzone twierdzeniem Wilksa, eliminując stosowanie przybliżeń dzięki rzeczywistym obliczeniom kodu. Następnie w podrozdziale 3.1.3, przedstawiono metodę ENUSA, metoda ta opracowana przez Empresa Nacional del Uranio, SA (ENUSA) z Hiszpanii, podobnie jak metoda GRS i metoda CSAU, opiera się na zastosowaniu twierdzenia Wilksa bez użycia powierzchni odpowiedzi, ograniczając liczbę parametrów wejściowych do 26 poprzez proces PIRT, (Phenomena Identification and Ranking Table) co znacząco redukuje pracochłonność analizy i ułatwia wyznaczanie rozkładów gęstości prawdopodobieństwa danych wejściowych, przy czym wszystkie koncepcje i informacje związane z metodą GRS są również stosowane w metodzie ENUSA. Ostatnia opisana metodologia GSUAM, (Generic Statistical Uncertainty Analysis Methodology) podrozdział 3.1.4, rozwinięta przez firmę Siemens, służy ocenie niepewności wartości punktowych parametrów wyjściowych, głównie skupiając się na tych niezależnych od czasu, takich jak maksymalna temperatura koszulki paliwowej (PCT), wykorzystana do wsparcia procesu wydawania zezwolenia dla bloku jądrowego Angra 2. Trzy główne źródła niepewności to: kod obliczeniowy, warunki bloku jądrowego i warunki paliwowe, z których największym źródłem jest kod obliczeniowy, a niepewności są kwantyfikowane poprzez porównanie danych eksperymentalnych i wyników obliczeń, po czym przeprowadza się badania wrażliwości w celu uwzględnienia pozostałych źródeł niepewności, a ostatecznie, do połączenia niepewności z trzech źródeł używana jest metoda statystyczna. Wspólne cechy deterministycznych i probabilistycznych metod propagacji niepewności parametrów wejściowych obejmują identyfikację kodu obliczeniowego, bloku jądrowego i stanu przejściowego, oraz niepewności dotyczące warunków początkowych i

brzegowych, parametrów modelowych, bloku jądrowego i paliwa jądrowego; metody deterministyczne różnią się ilościowym określeniem niepewności parametrów wejściowych, zamiast stosowania rozkładów gęstości prawdopodobieństwa, co umożliwia określenie rozsądnych zakresów i wartości granicznych z uwzględnieniem dostępnych danych eksperymentalnych, to co zostało opisane w podrozdziale 3.2, pt. *Deterministyczne metody propagacji niepewności parametrów wejściowych*.

Kolejny podrozdział 3.3, *Metody ekstrapolacji niepewności parametrów wyjściowych*, ang. Uncertainty Methodology based on Accuracy Extrapolation (UMAE), skupia się na skalowaniu danych z dostępnej bazy eksperymentalnej oraz ekstrapolowaniu dokładności z testów połączonych zjawisk do reaktora jądrowego dużej mocy. Ekstrapolacja dokładności opiera się na różnicy między wielkościami mierzonymi i obliczonymi, przy wykorzystaniu danych eksperymentalnych i wyników obliczeń w obiektach o różnej skali, aby wykazać, że zjawiska fizyczne i możliwości kodu nie zmieniają się wraz ze wzrostem wymiarów obiektu. W ramach tej metody, Uniwersytet w Pizie opracował metodę Capability of Internal Assessment of Uncertainty (CIAU), która uwzględnia stan reaktora jądrowego, charakteryzując go za pomocą sześciu parametrów oraz wartością czasu. Metoda ta wiąże niepewności z każdym stanem obiektu, stosując hipersześcian i czas w celu oceny niepewności, przy czym każdy punkt krzywej opisującej zmienność wartości parametru wyjściowego uwzględnia niepewność ilościową i czasową, co pozwala określić wartość niepewności w kategoriach probabilistycznych.

Rozdział 3, kończy podrozdział 3.4, *Porównanie stosowanych metod najlepszego szacowania wraz z oceną niepewności*, w tabeli 3.1., w którym Doktorant prezentuje porównanie głównych cech metod najlepszego szacowania oraz ocenę niepewności, z wyborem charakterystycznych metod dla określonych grup, takich jak probabilistyczne (np. GRS i CSAU), deterministyczna (AEAT) oraz CIAU dla ekstrapolowania niepewności parametrów wejściowych, gdzie analizy porównawcze w ramach projektu NEA OECD wykazały, że główne różnice wynikają z wyboru parametrów niepewności i ich rozkładów, przy czym metoda CIAU jest stosowana głównie w analizach najlepszego szacowania dla awarii projektowych, która wymagałaby modyfikacji i rozszerzenia hipersześcianu w przypadku zastosowania jej w przypadku analiz bezpieczeństwa ciężkich awarii.

Kolejny rozdział 4 (stron 20), pt. *Metodyka wykonywania analiz najlepszego szacowania wraz z oceną niepewności dla ciężkich awarii*, rozpoczyna podrozdział 4.1, *Podstawowe kroki wykonywania analiz najlepszego szacowania wraz z oceną niepewności*, w którym,

proces analizy BEPU, zgodnie z dokumentem [8], obejmuje siedem kluczowych kroków, począwszy od wyboru reaktora i scenariusza awaryjnego, przez charakterystykę scenariusza i identyfikację istotnych zjawisk, wybór kodu obliczeniowego, aż po zastosowanie metody najlepszego szacowania wraz z oceną niepewności oraz porównanie uzyskanych wyników z kryteriami akceptacji, z naciskiem na kroki E, F i G, które zostały zobrazowane na rysunku 4.1. Krok A, (4.1.1. *Wybór reaktora jądrowego i scenariusza awaryjnego podlegającego analizie*), pokazuje, analizy BEPU które, zwykle są motywowane potrzebą, np. uzyskania zezwolenia na budowę reaktora jądrowego, jednak nie obejmują one zmienności stochastycznej związanej z uszkodzeniem komponentów reaktora, co jest typowe dla probabilistycznych analiz bezpieczeństwa, a założenia dotyczące dostępności poszczególnych systemów reaktora są oceniane oddzielnie pod kątem niepewności i nie są uwzględniane w analizie deterministycznej. W kroku B, (4.1.2. *Charakterystyka scenariusza awaryjnego i identyfikacja ważnych zjawisk*), pokazano, że analizowane scenariusze awaryjne dzielą się na fazy, np. awaria LB LOCA obejmuje wydmuch, ponowne napełnienie i zalewanie, a dla ciężkich awarii definiuje się m.in. wczesne uszkodzenie rdzenia i degradację rdzenia; proces PIRT pomaga zidentyfikować i ocenić zjawiska, co ogranicza liczbę parametrów wejściowych analizy, a znajomość charakterystyki scenariusza jest kluczowa dla oceny kodu obliczeniowego i interpretacji wyników w celu właściwej analizy niepewności. W kroku C (4.1.3 *Wybór kodu obliczeniowego*), Doktorant stwierdził, że wybór odpowiedniego kodu obliczeniowego dla analizy projektu reaktora jądrowego oraz scenariusza awaryjnego jest kluczowy, z uwzględnieniem stosownych modeli i korelacji, a weryfikacja oraz walidacja są niezbędne do oceny ich adekwatności i wiarygodności, obejmując zgodność z dokumentacją modeli, a testy podstawowe, pojedynczych zjawisk, połączonych zjawisk oraz w rzeczywistych obiektach jądrowych są wykorzystywane do oceny ich poprawności, wspomagane przez matryce walidacji OECD, oraz benchmarkowanie dla porównania możliwości różnych kodów obliczeniowych. W celu weryfikacji zaproponowanej metodyki analizy ciężkich awarii wybrano kod obliczeniowy MELCOR (podrozdział 4.1.3.1. *Wybór kodu obliczeniowego MELCOR*), który jest wykorzystywany przez Państwową Agencję Atomistyki (PAA) oraz Politechnikę Warszawską i oparty na mechanistycznych oraz empirycznych modelach zjawisk fizycznych, umożliwiając modelowanie wielu istotnych procesów, takich jak dynamika płynów, degradacja paliwa jądrowego, czy produkcja wodoru, oraz był zwalidowany pod kątem głównych zjawisk ciężkich awarii na podstawie badań

eksperymentalnych i analiz przypadków awarii, co stanowi podstawę jego ciągłego rozwoju od połowy lat 80. Krok D (4.1.4. *Przygotowanie i kwalifikacja modelu matematycznego analizowanego reaktora jądrowego*), to budowa matematycznego modelu reaktora jądrowego, który wymaga przestrzegania ściśle określonych procedur i wytycznych dla konkretnego kodu obliczeniowego, szczególnie w kontekście analiz bezpieczeństwa stosowanych w procesie uzyskiwania zezwolenia na budowę obiektu jądrowego, z uwzględnieniem zarówno aspektów statycznych, jak i dynamicznych, a wykorzystanie dedykowanego kodu w analizach ciężkich awarii zapewnia spójność modelowania i wyników, przy uwzględnieniu weryfikacji i walidacji modelu dla zapewnienia wiarygodności wyników dla bezpieczeństwa reaktora jądrowego. Krok E (4.1.5. *Wybór metody najlepszego szacowania wraz z oceną niepewności*), to wybór odpowiedniej metody propagacji niepewności parametrów wejściowych (BEPU) podczas ubiegania się o wydanie zezwolenia na budowę obiektu jądrowego jest często uzależniony od wymagań organów nadzoru jądrowego oraz kosztów przeprowadzenia analizy najlepszego szacowania wraz z oceną niepewności. W przypadku, gdy organ nadzoru jądrowego zatwierdzi stosowane metody BEPU i wyrazi opinię na ich temat, ta ocena staje się kluczowa przy wyborze odpowiedniej metody, zwykle zależnej również od kosztów zastosowania. Spośród wielu metod BEPU, metoda GRS wyróżnia się kilkoma istotnymi cechami, takimi jak ograniczone wykorzystanie oceny eksperckiej do określenia parametrów wejściowych i ich zakresów zmienności, niezależna liczba pojedynczych obliczeń kodu oraz możliwość analizy ciągłych wartości parametrów wyjściowych w czasie, co czyni ją atrakcyjną opcją dla analiz ciężkich awarii. Metoda GRS pozwala także na ocenę wrażliwości parametrów wejściowych oraz analizę powiązań między różnymi zjawiskami, co jest istotne w analizach bezpieczeństwa reaktora jądrowego. Dodatkowo, stosowanie twierdzenia Wilksa, które jest częścią tej metody, jest powszechnie uznawane za solidne podejście, co przekłada się na możliwość uwzględnienia większej liczby parametrów wejściowych. Pomimo pewnych ograniczeń, jak potrzeba definiowania zakresu i rozkładu niepewności dla każdego parametru wejściowego, metoda GRS jest uznawana za perspektywiczną i efektywną w kontekście analiz ciężkich awarii w reaktorach jądrowych. Probabilistyczne podejście do niepewności parametrów wejściowych pozwala na ich kwantyfikację poprzez określenie przedziału niepewności oraz funkcji gęstości prawdopodobieństwa, co umożliwia lepsze zrozumienie stanu wiedzy. Metoda GRS, oparta na twierdzeniu Wilksa, umożliwia analizę ciągłych wartości parametrów wyjściowych oraz ocenę miar wrażliwości, co

pozwała na identyfikację istotnych parametrów wejściowych. Pracochłonność wyznaczania zakresu i rozkładu niepewności parametrów wejściowych stanowi jednak wyzwanie, choć proponowane rozwiązania, jak modyfikacja metody GRS, mogą pomóc w redukcji tego problemu. W praktyce, praktyczne sprawdzenie twierdzenia Wilksa potwierdza jego skuteczność w uzyskiwaniu wyników zbliżonych do referencyjnych metod, takich jak metoda Monte Carlo, co pozwala na redukcję kosztów obliczeń przy zachowaniu odpowiedniego poziomu pewności statystycznej. Jednak istnieje potrzeba uwzględnienia stochastycznej niepewności wyników w ocenie otrzymanych rezultatów. Krok F, (4.1.6. *Zastosowanie metody najlepszego szacowania wraz z oceną niepewności*), dotyczy faktu, że metoda BEPU wymaga zbioru odpowiednich danych i przestrzegania wytycznych dozoru jądrowego, co jest kluczowe dla akceptacji uzyskanych wyników i wydania zezwolenia na budowę reaktora; przykładem praktycznego zastosowania jest opisana w rozdziale 6 modyfikowana metoda GRS dla ciężkiej awarii na podstawie eksperymentu Phebus FPT-1. Ostatni krok G, (4.1.7. *Porównanie uzyskanych wyników obliczeń z kryteriami akceptacji*), obejmuje, że po wykonaniu analiz bezpieczeństwa celem jest porównanie uzyskanych wyników z kryteriami akceptacji oraz określenie marginesów bezpieczeństwa, które są szczegółowo omówione w rozdziale 5.4, jednakże analizy te mogą również być wykorzystywane w fazie projektowania reaktora jądrowego w celu poprawy jego poziomu bezpieczeństwa jądrowego.

Rozdział 4 zamyka podrozdział 4.2 pt. *Ograniczenia metody GRS w kontekście wykorzystania w analizie bezpieczeństwa ciężkich awarii*, w którym wyjaśniono, że metoda GRS, bazująca na twierdzeniu Wilksa, stanowi kluczowy element analizy, wymagając minimalnej liczby obliczeń, uwzględniając poziom ufności i prawdopodobieństwo. Jednakże, dokładność tego podejścia zależy od precyzyjnego uwzględnienia rozkładu wyników parametrów wyjściowych, szczególnie istotne w kontekście kodów obliczeniowych, gdzie różne źródła niepewności mogą prowadzić do błędnych ocen. Należy również brać pod uwagę zależności między parametrami wyjściowymi oraz właściwe próbkowanie rozkładu gęstości prawdopodobieństwa, co może znacząco wpłynąć na uzyskane wyniki i ich interpretację. W kontekście analiz symulacji, gdzie wiele parametrów jest ze sobą powiązanych, konieczne jest zastosowanie bardziej złożonych nierówności, jak Walda-Guba, które uwzględniają te zależności, określając minimalną liczbę obliczeń w zależności od poziomu ufności i zakresu tolerancji.

Rozdział 5 (53 stron), *Opis zaproponowanej metodyki wykonywania analiz najlepszego szacowania wraz z oceną niepewności*, omawia praktyczne wdrożenie proponowanej metodyki (krok F), wymagającej wcześniejszego wykonania kroków od A do D, opisanych w rozdziale 4.1 dotyczącej podstawowych etapów analiz BEPU. Dodatkowo, kroki związane z wyborem metody (krok E) są szczegółowo opisane w rozdziale 4.1.5. Zmodyfikowana metoda GRS obejmuje identyfikację scenariusza awaryjnego i zjawisk, wybór parametrów wejściowych, określenie ich zakresu i rozkładu gęstości prawdopodobieństwa, identyfikację parametrów wyjściowych, ustalenie liczby obliczeń, wybór metody losowania parametrów wejściowych, przygotowanie pliku z modelem matematycznym reaktora, przeprowadzenie losowania parametrów, wykonanie obliczeń oraz interpretację wyników.

W części 5.1, *Identyfikacja scenariusza awaryjnego i występujących w nim zjawisk*, opisano serię pięciu zintegrowanych eksperymentów przeprowadzonych w ośrodku badawczym CEA w latach 90. i 2000., symulujących ciężkie awarie. Skupiono się na eksperymencie FPT-1, który stanowił drugi eksperyment z serii i był objęty International Standard Problem 46 (ISP-46). Eksperyment ten symulował wiele zjawisk związanych z rdzeniem, obiegiem pierwotnym, obudową bezpieczeństwa i reakcjami chemicznymi. Analiza parametrów wejściowych koncentrowała się na parametrach ciepłoprzepływowch, aby stworzyć standardowy zestaw przydatnych parametrów do analizy różnych typów awarii. Niektóre grupy zjawisk zostały pominięte, ponieważ nie były one analizowane podczas eksperymentu FPT-1.

Rozdział 5.2, *Wybór parametrów wejściowych*, skupia się na analizie bezpieczeństwa ciężkich awarii, wykorzystując twierdzenie Wilksa oraz Wald-Guba, zwracając uwagę na częste stosowanie ograniczonej liczby parametrów wejściowych, mimo że metoda ta nie nakłada takiego ograniczenia. Brak ugruntowanego podejścia do określania rozkładów i zakresów niepewności często prowadzi do subiektywnego wyboru kluczowych parametrów wejściowych. W rozprawie doktorskiej zastosowano podejście analizy wszystkich możliwych parametrów, co pozwoliło uwzględnić wszystkie istotne parametry, nawet te potencjalnie mniej istotne, oraz numeryczne powiązania i wzajemne zależności pomiędzy nimi. Podrozdziałach 5.2.1, *Uwzględnienie specyfiki scenariusza awaryjnego*, 5.2.2, *Uwzględnienie ograniczeń kodu obliczeniowego*, 5.2.3, *Parametry wejściowe uwzględnione w analizie niepewności*, analizuje scenariusz awaryjny FPT-1, identyfikując brakujące zjawiska charakterystyczne dla ciężkich awarii oraz ograniczenia kodu obliczeniowego MELCOR. Mimo tych ograniczeń, MELCOR uznano za

zaawansowany i wiarygodny kod obliczeniowy. W analizie niepewności uwzględniono 33 proste zjawiska fizyczne i chemiczne, przypisane do 9 grup zjawisk, dla których zidentyfikowano 172 parametry kodu MELCOR a weryfikacja metodyki została ograniczona do parametrów wewnętrznych kodu. Pomimo możliwości określenia parametrów związanych z warunkami początkowymi i brzegowymi za pomocą metodyki, w praktyce ich niepewności są zazwyczaj określane w projekcie reaktora i dokumentacji.

Rozdział 5.3, *Określenie dopuszczalnego zakresu zmienności i rozkładu gęstości prawdopodobieństwa parametrów wejściowych*, skupia się na metodzie GRS w kontekście analizy BEPU, zwracając szczególną uwagę na określenie zakresu i rozkładu gęstości prawdopodobieństwa dla poszczególnych parametrów wejściowych. Autor omawia dwa główne podejścia do tego zagadnienia: subiektywny osąd inżynierski oraz ocenę niepewności na podstawie danych eksperymentalnych. Proponuje on metodę opartą na ocenie stanu wiedzy ekspertów i podejściu ukierunkowanym na zapewnienie rozsądnych marginesów bezpieczeństwa dla ustalenia rozkładu gęstości prawdopodobieństwa. Następnie, podrozdział 5.3.1 przedstawia szczegóły tego podejścia, skupiając się na analizie grupowej parametrów, co pozwala na efektywne określenie zakresów niepewności. Zaproponowano matrycę zakresów niepewności opartą na trzech kluczowych czynnikach: poziomie zrozumienia zjawiska, zdolności kodu do jego modelowania oraz typie parametru i modelu, który go wykorzystuje. Dzięki temu podejściu, możliwe jest skuteczne określenie zakresów niepewności parametrów wejściowych niezależnie od subiektywnego osądu inżynierskiego, co stanowi istotny krok w analizie BEPU. Podrozdziały 5.3.1.1 do 5.3.1.13 przedstawiają szczegółowe klasyfikacje i zakresy niepewności dla różnych kategorii parametrów, włączając w to kategorie A-H, A-M, B-H, B-M, C-H, C-M, D-H, D-M, E-H, E-M, F-H, aż do kategorii A-L, B-L, C-L, D-L, E-L, F-L, odzwierciedlając różnice w poziomie zgody ekspertów co do zrozumienia poszczególnych zjawisk. Poprzez analizę literatury i danych eksperymentalnych, autor uzasadnia ustalenie zakresów niepewności dla poszczególnych kategorii parametrów, co stanowi istotny wkład w rozwój metodologii analizy BEPU.

Rozdział 5.3.2, *Ostateczny zakres zmienności*, skupia się na analizie zakresu zmienności parametrów w kontekście kodu obliczeniowego MELCOR oraz ograniczeń wynikających z wiedzy naukowej i eksperymentów. Autor omawia pierwszy krok, którym jest określenie maksymalnie dopuszczalnego zakresu zmienności parametrów przy użyciu matrycy zakresu niepewności. Następnie przedstawiona jest dodatkowa analiza, która ocenia poprawność tego zakresu pod kątem ograniczeń narzuconych przez kod

obliczeniowy oraz wynikających z wiedzy naukowej. Ograniczenia narzucone przez kod obejmują m.in. wartości parametrów ograniczone do konkretnych przedziałów, a także wartości dyskretne. Dla każdego parametru uwzględniono zarówno ograniczenia kodu MELCOR, jak i ograniczenia wynikające z wiedzy naukowej, przeprowadzając analizę literaturową w celu zweryfikowania dopuszczalnego zakresu niepewności.

Podrozdziały rozdziału 5.3.2 koncentrują się na szczegółowych analizach poszczególnych parametrów. Przykłady takich parametrów obejmują szerokość szczeliny gazowej między pastylkami paliwowymi a koszulką paliwową, porowatość szczątek rdzenia, masę atomową związku reprezentatywnego dla danej klasy radionuklidów, temperaturę uszkodzenia koszulki paliwowej, maksymalne temperatury różnych materiałów używanych w reaktorach, prędkość opadających szczatek rdzenia do dolnej komory mieszania, itp.

Analiza zakresów zmienności tych parametrów uwzględnia różnorodne czynniki, takie jak warunki obciążenia, materiały konstrukcyjne, czy zróżnicowane scenariusze, co ma kluczowe znaczenie dla zapewnienia bezpieczeństwa i stabilności działania reaktora jądrowego. Cały rozdział podkreśla istotę precyzyjnego określenia parametrów w celu właściwego funkcjonowania reaktora oraz bezpieczeństwa procesów z nim związanych.

Rozdział 5.3.3, *Rozdział gęstości prawdopodobieństwa parametrów wejściowych*, omawia wybór rozkładów gęstości prawdopodobieństwa i zakresów niepewności parametrów wejściowych dla kodów obliczeniowych, ze szczególnym uwzględnieniem sytuacji ciężkich awarii. Autor zauważa, że taka decyzja wymaga uwzględnienia zarówno obliczeń walidacyjnych, jak i ograniczonej dostępności danych eksperymentalnych, co może stanowić wyzwanie z uwagi na różnorodność i złożoność zjawisk występujących w tego typu sytuacjach.

W kontekście kodu MELCOR, który modeluje wiele zjawisk w sposób zgrubny, zakresy niepewności i rozkłady gęstości prawdopodobieństwa muszą być bardziej zachowawcze niż w przypadku bardziej precyzyjnych kodów ciepłno-przepływowych, jak TRACE czy RELAP. Stosowanie jednorodnego rozkładu gęstości prawdopodobieństwa dla wszystkich analizowanych parametrów wejściowych pozwala uniknąć subiektywnego wyboru przez użytkownika i umożliwia bardziej intuicyjne dobieranie zakresów niepewności, co jest kluczowe szczególnie w analizach BEPU ciężkich awarii.

Jednakże Autor podkreśla, że każdy kod obliczeniowy w sposób przybliżony modeluje rzeczywistość, co może mieć wpływ na stosowane rozkłady gęstości prawdopodobieństwa i zakresy niepewności. Ponadto, zastosowanie tych samych

rozkładów dla różnych warunków awaryjnych może być nieuzasadnione ze względu na różnice w modelowaniu i dostępnych danych eksperymentalnych.

W podrozdziale 5.3.4 Autor przedstawia pełną tabelę parametrów wejściowych, stanowiącą bazę wiedzy, dostępną w aneksie 9.2 rozprawy. Tabela ta zawiera zestaw zjawisk fizycznych występujących podczas ciężkiej awarii wraz z przypisanymi im parametrami wejściowymi, dla których określono zakresy niepewności. Wszystkim ciągłym parametrom wejściowym przypisano jednorodny rozkład gęstości prawdopodobieństwa, co umożliwi ich uniwersalne wykorzystanie w analizach BEPU ciężkich awarii dla różnych projektów reaktorów jądrowych i różnych scenariuszy awaryjnych.

Rozdział 5.4, *Identyfikacja parametrów wyjściowych podlegających analizie*, koncentruje się na analizach deterministycznych bezpieczeństwa awarii ciężkich w kontekście projektu bloku jądrowego oraz jego inżynierskich rozwiązań. Głównym celem tych analiz jest weryfikacja projektu poprzez identyfikację słabości rozwiązań projektowych, dostarczenie informacji o weryfikacji założeń projektowych oraz przeprowadzenie analizy wszystkich możliwych sekwencji awarii.

Analiza awarii ciężkiej opiera się na przyjęciu kryteriów radiologicznych, probabilistycznych i utrzymania funkcji bezpieczeństwa. Jej celem jest minimalizacja skutków radiologicznych na zewnątrz obiektu jądrowego, w szczególności ocena czwartego poziomu ochrony, czyli utrzymanie integralności obudowy bezpieczeństwa.

Na podstawie eksperymentu Phebus FPT-1 wybrano trzy reprezentatywne parametry wyjściowe: produkcję wodoru w rdzeniu reaktora, ciśnienie w obudowie bezpieczeństwa oraz całkowitą masę aerozoli zawieszonych w atmosferze obudowy bezpieczeństwa. Te parametry pozwalają ocenić zagrożenie integralności obudowy bezpieczeństwa oraz potencjalne zagrożenia radiologiczne dla otoczenia bloku jądrowego.

W podrozdziale 5.4.1 określono minimalną liczbę pojedynczych obliczeń, wykorzystując nierówność Wald-Guba, która wynosi 124. Liczba ta została zastosowana do analizy trzech parametrów wyjściowych eksperymentu Phebus FPT-1, których znaczenie dla bezpieczeństwa jądrowego i ochrony radiologicznej wymaga jednostronnego przedziału tolerancji. Ta liczba obliczeń jest kluczowa dla zapewnienia adekwatności i wiarygodności analiz deterministycznych bezpieczeństwa awarii ciężkich w kontekście projektów reaktorów jądrowych.

Metoda GRS, podrozdział 5.5.1, została wybrana ze względu na swoją prostotę i efektywność w losowaniu wartości parametrów wejściowych, co umożliwi szerokie

zastosowanie w analizach BEPU. Pomimo pewnych ograniczeń, metoda ta pozwala na efektywne przeprowadzenie analizy wrażliwości oraz ocenę marginesów bezpieczeństwa.

W podrozdziale 5.5.2 omówiono proces realizacji obliczeń oraz interpretację wyników uzyskanych w ramach analizy BEPU. Na podstawie wylosowanych wartości parametrów tworzone są pliki wejściowe do odpowiednich kodów obliczeniowych. Następnie przeprowadzane są obliczenia, a ich wyniki są interpretowane w kontekście przyjętych kryteriów akceptacji.

Analiza wyników umożliwia ocenę marginesów bezpieczeństwa oraz przeprowadzenie analizy wrażliwości, co pozwala na zrozumienie wpływu wartości parametrów wejściowych na uzyskane wyniki. W ten sposób możliwe jest wykrycie potencjalnych zagrożeń dla bezpieczeństwa reaktora jądrowego oraz identyfikacja obszarów, które wymagają dodatkowych badań lub ulepszeń.

Cały ten proces stanowi istotny krok w zapewnieniu bezpieczeństwa operacyjnego reaktora jądrowego poprzez dokładną analizę i zrozumienie wpływu różnych czynników na jego zachowanie w warunkach awaryjnych.

Rozdział 6, *Weryfikacja zaproponowanej metodyki wykonywania obliczeń najlepszego szacowania wraz z oceną niepewności* (31 stron) niniejszej rozprawy koncentruje się na analizie wrażliwości jako uzupełnieniu deterministycznych analiz bezpieczeństwa opartych na metodach BEPU (Best-Estimate Plus Uncertainty) (podrozdział 6.1). Omówiono dwa podstawowe podejścia: lokalną i globalną analizę wrażliwości, gdzie globalna analiza opiera się na jednoczesnej zmianie wszystkich parametrów wejściowych. W kontekście metody GRS (Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit), wykorzystano współczynnik korelacji rang Spearmana do identyfikacji zależności między parametrami.

W podrozdziale 6.2 opisano proces wyboru parametrów wyjściowych analizy, w tym produkcję wodoru w rdzeniu reaktora, ciśnienie w obudowie bezpieczeństwa oraz całkowitą masę aerozoli zawieszonych w atmosferze obudowy bezpieczeństwa. Wyniki obliczeń za pomocą kodu MELCOR zostały porównane z wynikami eksperymentalnymi z eksperymentu Phebus FPT-1. Analiza wykazała dobrą zgodność między modelem a danymi eksperymentalnymi, potwierdzając skuteczność modelu w przewidywaniu degradacji zestawu paliwowego i produkcji wodoru.

W kolejnym podrozdziale 6.2.2 opisano fazę kluczową eksperymentu Phebus FPT-1, koncentrując się na analizie wyników dotyczących ciśnienia w obudowie

bezpieczeństwa. Chociaż wyniki obliczeń wykazywały pewne przewyższenia w stosunku do danych eksperymentalnych, analiza wrażliwości sugerowała, że zwiększone ciśnienie wynikało głównie z przeszacowania ilości pary wodnej i produkcji wodoru w rdzeniu.

W podrozdziale 6.2.3 przedstawiono analizę wyników dotyczących masy aerozoli zawieszonych w atmosferze obudowy bezpieczeństwa. Wyniki obliczeń wykazały istotną niepewność między 11 000 a 16 000 sekundą, co potwierdzało złożoność zjawisk zachodzących podczas ciężkiej awarii reaktora.

W podrozdziale 6.3 omówiono weryfikację proponowanej metodyki analiz BEPU dla ciężkich awarii. Analiza wykazała możliwość praktycznego zastosowania metodyki, uzyskując akceptowalne zakresy niepewności zgodne z literaturą. Pomimo pewnych ograniczeń, metoda BEPU pozwoliła objąć zakresem niepewności dane eksperymentalne i określić maksymalne wartości parametrów wyjściowych z odpowiednią pewnością. Analiza wrażliwości podkreśliła złożoność analizowanych zjawisk i konieczność ostrożnego podejścia przy interpretacji wyników.

Rozdział 7, *Podsumowanie* (5 stron), Doktorant prezentuje metodykę analiz BEPU dla ciężkich awarii w reaktorach jądrowych, która ma na celu zminimalizowanie subiektywności oceny użytkownika kodu poprzez określenie zakresów niepewności i wykorzystanie jednorodnego rozkładu gęstości prawdopodobieństwa dla wszystkich parametrów wejściowych. Metoda ta opiera się na eksperckiej ocenie zjawisk występujących podczas awarii i zdolności kodu do ich właściwego modelowania, co sprawia, że jest uniwersalna i może być stosowana z różnymi kodami obliczeniowymi. Efektem tej pracy jest baza danych dla kodu MELCOR, zawierająca kwantyfikację niepewności parametrów wejściowych, co pozwala ograniczyć zasoby analityczne poprzez opracowanie zakresów niepewności dla wielu parametrów wejściowych.

W podrozdziale 7.1 przedstawiono zaprezentowaną metodykę analiz BEPU oraz wyniki weryfikacji na przykładzie eksperymentu Phebus FPT-1, potwierdzając jej zdolność do praktycznego zastosowania w analizach bezpieczeństwa ciężkich awarii. Podkreślono także ograniczenia i zalety tej metodyki oraz jej potencjalne zastosowania w planowaniu badań eksperymentalnych i rozwoju kodu MELCOR.

W podrozdziale 7.2 omówiono złożoność modelowania ciężkich awarii oraz różnice w poziomie wiedzy naukowej na ten temat. Zaproponowana metodyka ma na celu rozwiązanie tych problemów poprzez określenie zakresów niepewności dla wielu parametrów, co potwierdzono weryfikacją na przykładzie eksperymentu Phebus FPT-1. Sugestia, że metoda może być szczególnie użyteczna w przypadku reaktorów pasywnych

oraz do dalszego rozwoju kodu MELCOR i planowania badań eksperymentalnych, stanowi ważny punkt dyskusji.

W podrozdziale 7.3 przedstawiono znaczenie Wstępnego Raportu Bezpieczeństwa w procesie uzyskania zezwolenia na budowę obiektu jądrowego oraz sposób, w jaki proponowana metodyka może spełnić te wymagania, co ma istotne znaczenie dla oceny bezpieczeństwa i procesu wydania zezwolenia na budowę.

Wreszcie, w podrozdziale 7.4 opisano opracowanie matematycznego modelu reaktora jądrowego AP1000 w kodzie MELCOR oraz analizę awarii projektowej DVI-LOCA. Podkreślono potrzebę dalszego poszerzania zakresu bazy wiedzy o analizę innych zjawisk fizycznych i chemicznych oraz konieczność oceny konserwatywności proponowanej metodyki poprzez porównanie z innymi metodami i zapewnienie powtarzalności statystycznej obliczeń.

Pracę zamyka wykaz literatury. Prawie wszystkie pozycje literaturowe (oprócz nru 3, 4, 5, 6 i 82) są anglojęzyczne. Dodatkowo, Doktorant na końcu dysertacji zamieścił, rozdział 9, (59 stron), w którym przedstawił wszystkie parametry zastosowane do analiz.

3. Ocena pracy

3.1. Wybór tematu rozprawy

Decyzja dotycząca przyszłości polskiej energetyki jest jednym z kluczowych wyzwań, które muszą zostać podjęte w najbliższych latach. W obliczu narastających ograniczeń dotyczących emisji CO₂ oraz niestabilności odnawialnych źródeł energii, a także rosnącego zapotrzebowania na stabilne źródła energii elektrycznej, energia jądrowa staje się coraz bardziej atrakcyjną opcją. Choć fuzja jądrowa nadal pozostaje w fazie badań, technologie pozyskiwania energii z kontrolowanej reakcji rozszczepienia atomów są już od dawna stosowane z sukcesem w zaawansowanych gospodarczo krajach.

W związku z tym istnieje duże prawdopodobieństwo, że wkrótce w Polsce powstaną nowe bloki energetyczne zasilane energią jądrową. Wcześniej rozważano miejsca do budowy elektrowni jądrowych koncentrują się głównie w okolicach nadbałtyckich, takich jak Łeba, Żarnowiec czy Choczewo. Właśnie Choczewo przeszło wstępną akceptację i w tej chwili będą prowadzone badania geologiczne w ramach procesu projektowania pierwszej elektrowni jądrowej.

Jednakże zanim ta decyzja zostanie ostatecznie podjęta, konieczne będzie uwzględnienie szeregu czynników, takich jak polityka energetyczna, bezpieczeństwo, kwestie ekonomiczne oraz społeczne. Ważne będzie także zagwarantowanie akceptacji

społecznej poprzez odpowiednie edukację i konsultacje społeczne dotyczące bezpieczeństwa, zarządzania odpadami radioaktywnymi oraz wpływu na zdrowie i środowisko. Wreszcie, kluczowym elementem będzie także stworzenie odpowiednich ram prawnych, regulacyjnych i nadzorczych, które zapewnią bezpieczeństwo techniczne i skuteczne funkcjonowanie elektrowni jądrowych w Polsce.

Budowa bloków jądrowych to wielowymiarowe wyzwanie, obejmujące aspekty polityczne, ekonomiczne, społeczne, środowiskowe i techniczne, w tym bezpieczeństwo. Konieczność zróżnicowania źródeł energii elektrycznej i zapewnienie bezpieczeństwa energetycznego są kluczowymi priorytetami w polityce energetycznej państwa. Nowoczesne bloki jądrowe, zasilane paliwem jądrowym, wymagają rozwiniętych technologii, takich jak reaktory generacji III+, zapewniające wyższy poziom bezpieczeństwa i redukcję odpadów promieniotwórczych.

Akceptacja społeczna jest równie istotna i związana z edukacją oraz konsultacjami społecznymi dotyczącymi bezpieczeństwa, zarządzania odpadami oraz potencjalnych wpływów na zdrowie i środowisko. Jednak kluczowym elementem jest zapewnienie bezpieczeństwa technicznego. Doktorat pana dra inż. Mateusza Włostowskiego skupia się na analizie i ocenie najlepszych metod szacowania oraz oceny niepewności związanych z tzw. ciężkimi awariami, co stanowi istotny wkład w rozwój tej dziedziny. Cel i zakres rozprawy moim zdaniem można sprowadzić do następujących punktów:

Cel:

1. **Zaproponowanie metody wykonywania obliczeń najlepszego szacowania:** Głównym celem rozprawy jest opracowanie nowej metodyki, która umożliwi wykonywanie obliczeń najlepszego szacowania w przypadku analiz ciężkich awarii w obiektach jądrowych.
2. **Ocena niepewności:** Drugim celem jest ocena niepewności w wynikach obliczeń i zaproponowanie sposobu, w jaki można uwzględnić tę niepewność w działalności Państwowej Agencji Atomistyki.

Zakres:

1. **Identyfikacja ograniczeń i zalet zaproponowanej metody propagacji niepewności:** Zakres rozprawy obejmuje identyfikację zarówno ograniczeń, jak i zalet nowej metody propagacji niepewności parametrów wejściowych.
2. **Weryfikacja zaproponowanej metody w przypadku scenariusza ciężkiej awarii:** Kolejnym elementem zakresu jest przeprowadzenie weryfikacji proponowanej metody w kontekście scenariusza ciężkiej awarii.

3. Przegląd zakresów i rozkładów niepewności parametrów wejściowych:

Rozprawa obejmuje także przegląd dostępnej literatury w celu zidentyfikowania zakresów i rozkładów niepewności parametrów wejściowych oraz ich ocenę pod kątem zastosowania w analizach ciężkich awarii.

Natomiast teza rozprawy doktorskiej została zdefiniowana następująco:

Ciężkie awarie, mimo złożoności i wzajemnych powiązań zjawisk w nich występujących, mogą być analizowane metodą najlepszego szacowania wraz z oceną niepewności, uwzględniając wpływ wszystkich istotnych zjawisk dla analizowanego scenariusza awaryjnego, redukując przy tym wpływ osądu inżynierskiego.

Rozprawa doktorska wyraźnie określa cele, zakres oraz główną tezę. Moim zdaniem, temat pracy doktorskiej jest trafny i istotny z naukowego, technicznego oraz praktycznego punktu widzenia.

3.2. Metodologia prowadzonych badań

Warsztat Doktoranta skupiał się głównie na analizach opracowanych modeli matematycznych i ich weryfikacji. Zakres przeprowadzonych badań, sposób ich prezentacji, dokładność analizy oraz interpretacja uzyskanych rezultatów wyraźnie świadczą o głębokim zaangażowaniu Doktoranta w tematykę swojej dysertacji.

3.3. Ocena wyników badań i uwagi krytyczne

W pracy Doktorant opracował innowacyjną metodologię wykonującą precyzyjne analizy bezpieczeństwa, które najlepiej oszacowują skutki ciężkich awarii, uwzględniając jednocześnie ich niepewność. Metoda ta opiera się na aktualnej wiedzy naukowej dotyczącej fizycznych i chemicznych zjawisk występujących podczas tego rodzaju katastrof.

Do osiągnięć Doktoranta zaliczam:

1. Charakterystyczną cechą zaproponowanej metodyki jest wykorzystanie wielu parametrów wejściowych (dokładnie 170 w przypadku weryfikacji metodyki), co opiera się na zasadzie twierdzenia Wilksa, eliminując ograniczenia dotyczące liczby parametrów. Dzięki temu uniknięto subiektywnej oceny użytkownika przy wyborze parametrów do analizy. Opracowano systematyczny sposób określania

zakresów zmienności poszczególnych parametrów wejściowych, opierając się między innymi na jednorodnym rozkładzie gęstości prawdopodobieństwa, co zostało uzasadnione na podstawie własnych badań.

2. Opracowana metodyka jest wszechstronna i może być stosowana z różnymi kodami obliczeniowymi, umożliwiając indywidualną ocenę modeli i parametrów używanych w danym kodzie. Warto zaznaczyć, że badania dotyczące analiz ciężkich awarii przy użyciu systemowych kodów, takich jak MELCOR, są obecnie bardzo popularne. Zatem ta metodyka może być używana jako narzędzie do porównywania różnych kodów obliczeniowych ze sobą.
3. Podczas tworzenia i weryfikacji zaproponowanej metodyki, ustanowiono bazę wiedzy dotyczącą parametrów wejściowych kodu MELCOR, stosowanego w analizach BEPU. Ta baza wiedzy jest wszechstronna i może znaleźć zastosowanie w analizach tego typu dla rzeczywistych instalacji jądrowych.
4. Zawarta metodologia będzie praktycznie stosowana w nadzorze nad instalacjami jądrowymi, szczególnie w Państwowej Agencji Atomistyki. Jest to sposób na kompleksowe uwzględnienie niepewności związanych z fizycznymi i chemicznymi zjawiskami występującymi w określonych scenariuszach awaryjnych, które wpływają na analizowane parametry wyjściowe. Metodologia ta będzie wykorzystywana do weryfikacji analiz bezpieczeństwa zawartych we Wstępnym Raporcie Bezpieczeństwa, co przyczyni się do zapewnienia odpowiedniego poziomu bezpieczeństwa analizowanego reaktora jądrowego.
5. Weryfikacja zaproponowanej metodologii obejmowała niezwykle dużą liczbę 170 parametrów wejściowych, co stanowi niezwykle ciekawą cechę w dostępnej literaturze. Dla wielu z tych parametrów brakowało proponowanych zakresów zmian wartości oraz rozkładów gęstości prawdopodobieństwa, co jest niezbędne do przeprowadzenia analiz BEPU opartych na probabilistycznych metodach propagacji niepewności parametrów wejściowych.

Metodologia została poddana weryfikacji poprzez testy zjawisk zrealizowane w ramach eksperymentu Phebus FPT-1, przeprowadzonego w lipcu 1996 roku w ośrodku badawczym CEA w Cadarache we Francji. Eksperyment ten obejmował stopień rzeczywistego paliwa jądrowego oraz typowe zjawiska fizyczne i chemiczne charakterystyczne dla ciężkich awarii w rdzeniu reaktora, obiegu chłodzenia i obudowie

bezpieczeństwa. Stanowił on wiarygodne przybliżenie realnych scenariuszy ciężkich awarii.

W trakcie prowadzonych badań został stworzony matematyczny model reaktora AP1000, który przeszedł wnikliwą kwalifikację na podstawie analizy najbardziej prawdopodobnych scenariuszy awarii projektowych, takich jak DVI-LOCA (ang. Direct Vessel Injection – Loss-Off-Coolant Accident). Model ten stanowi podstawę do dalszych badań w obszarze analiz BEPU.

Uwagi krytyczne do pracy:

1. Dysertacja skupia się na węższej dziedzinie deterministycznych analiz dotyczących bezpieczeństwa w przypadku ciężkich awarii, które są wykonywane zgodnie z metodologią najlepszego szacowania, uwzględniając również ocenę niepewności. Zrozumienie tematyki wymaga wcześniejszego doświadczenia i wiedzy w tym obszarze, ze względu na specyfikę analiz wykonywanych w procesie uzyskiwania zezwolenia na budowę obiektu jądrowego, zgodnie z zaleceniami Międzynarodowej Agencji Energii Atomowej oraz wymaganiami polskiego prawa.
2. W pracy pojawiają się terminy i pojęcia specyficzne dla tej dziedziny, takie jak "zapas bezpieczeństwa" czy "zachowanie radionuklidów", które nie są powszechnie znane i wymagają bardziej szczegółowego wyjaśnienia.
3. Opisywana praca omawia narzędzie analityczne, które ma pewne ograniczenia związane z pominięciem modelowania niektórych zjawisk lub uproszczeniem modelowanych procesów. Oczywiście te aspekty zostały dokładnie omówione i zidentyfikowane w rozprawie ale należy o tym pamiętać przy dalszych analizach.
4. W przedstawionej rozprawie, zaproponowana metodologia opiera się na subiektywnie wybranych kategoriach parametrów, dla których określono dopuszczalne zakresy zmian na podstawie ograniczonych danych literaturowych. Jest to podejście, które może prowadzić do niedokładnych zakresów zmian dla wszystkich analizowanych parametrów wejściowych. Na przykład, zakresy zmian wartości parametrów przypisanych do kategorii C-L (które obejmują współczynniki w modelach parametrycznych o niskim stopniu zrozumienia zjawiska) zostały ograniczone ze względu na stabilność kodu, co nie wydaje się przekonujące. Ponadto, metodologia ta uwzględnia analizę dużej liczby parametrów wejściowych, co może negatywnie wpłynąć na ocenę istotności poszczególnych parametrów dla uzyskanych wyników.

5. W rozprawie nie została uwzględniona analiza typowych niepewności dotyczących warunków początkowych i granicznych, które mają istotny wpływ na wyniki obliczeń i często decydują o spełnieniu kryteriów akceptacji. Te warunki obejmują zazwyczaj wydajność systemów bezpieczeństwa, działanie zaworów oraz charakterystyki działania systemów sterowania i zabezpieczeń, takie jak opóźnienia sygnałów.
6. W rozprawie przeprowadzono weryfikację zaproponowanej metodyki przy użyciu jednego testu FPT-1 w instalacji eksperymentalnej Phebus. Warto by jednak było rozszerzyć zakres tej weryfikacji na inne instalacje eksperymentalne, włączając w to testy pojedynczych zjawisk oraz rzeczywiste awarie, takie jak Three Mile Island 2 i Fukushima Dai-ichi. Dodatkowo, porównanie wyników z innymi metodami analiz BEPU, w tym metodą Monte Carlo, również byłoby uzasadnione.

4. Podsumowanie

Reasumując przedstawione wyżej opinie dotyczące wyboru tematu rozprawy, sposobu analizowania, zastosowanych metod badawczych i osiągniętych efektów, stwierdzam, że Pan mgr inż. Mateusz Włostowski wykazał, że potrafi formułować i rozwiązywać problemy badawcze oraz wyciągać wnioski z otrzymanych wyników. Stwierdzam także, że posiadana wiedza, doświadczenie oraz umiejętności pozwalają mu na prowadzenie badań w dyscyplinie inżynieria środowiska, górnictwo i energetyka, dlatego też spełnia warunki do ubiegania się o stopień doktora nauk technicznych.

Wnoszę, zgodnie z Ustawą o stopniach naukowych i tytule naukowym oraz o stopniach naukowych i tytule w zakresie sztuki z dnia 2 lipca 2018 r. Prawo o szkolnictwie wyższym i nauce oraz warunki określone w art. 13 Ustawy z dn. 14 marca 2003 r., o dopuszczenie Pana mgra inż. Mateusza Włostowskiego do obrony pracy i nadanie stopnia doktora nauk technicznych.

Po wnikliwej analizie dysertacji, przestudiowaniu zakresu zrealizowanych badań i poziomie przedstawionej rozprawy uważam, że dysertacja Pana mgra inż. Mateusza Włostowskiego zasługuje na WYRÓŻNIENIE.


Dr. hab. inż. Sławomir PIETROWICZ, prof. uczelni