



prof. dr. hab. Mariusz P. Dąbrowski  
Narodowe Centrum Badań Jądrowych

ul. Andrzeja Sołtana 7, 05-400 Otwock-Świerk  
tel. 22 273 14 30

[Mariusz.Dabrowski@ncbj.gov.pl](mailto:Mariusz.Dabrowski@ncbj.gov.pl)

Otwock, 22.02.2024

**RECENZJA ROZPRAWY DOKTORSKIEJ  
PANA MGR INŻ. MATEUSZA WŁOSTOWSKIEGO**

**pt. „Metodyka wykonywania obliczeń najlepszego szacowania wraz z oceną niepewności dla ciężkich awarii na podstawie probabilistycznych metod propagacji niepewności parametrów wejściowych”**

Jednym z największych problemów energetyki jądrowej, a tak naprawdę funkcjonowania wszelkich urządzeń technicznych, jest zarządzanie nimi w nietypowych sytuacjach, w których przewidywana projektowo liczba zjawisk naturalnych poszerza się w sposób uniemożliwiający kontrolowane ich funkcjonowanie i prowadzi do awarii. W energetyce jądrowej najtrudniejszymi do zarządzania są tzw. awarie ciężkie, w których dochodzi do zjawisk mogących powodować zniszczenie reaktora jądrowego i znaczne uwolnienia substancji radioaktywnych do otoczenia. Najbardziej spektakularną ostatnimi laty awarią tego typu była awaria wodno-wrzącego bloku jądrowego w Fukushima w 2011 roku. Będąc swoistym „testem eksperymentalnym” w nietypowych warunkach, analiza tej awarii pozwoliła jednak na znaczne podniesienie wymagań bezpieczeństwa stawianych elektrowniom jądrowym na całym świecie, a najlepszym tego odzwierciedleniem jest m.in. konieczność przeprowadzania stress testów, czyli badań zachowania się reaktorów jądrowych w ekstremalnych warunkach. Te badania przeprowadzane są przede wszystkim na instalacjach eksperymentalnych symulujących rzeczywiste reaktory a także za pomocą coraz bardziej wyszukanego oprogramowania w postaci bardziej wyrafinowanych narzędzi obliczeniowych dających coraz lepszą zgodność z rzeczywistymi warunkami eksperymentalnymi.

W ten nurt badań wpisuje się rozprawa doktorska p. mgr inż. Mateusza Włostowskiego, w której Autor wprowadza nową metodę wykonywania analiz najlepszego szacowania wraz z oceną niepewności dedykowaną awariom ciężkim reaktorów jądrowych. Najistotniejszą wartością tego podejścia, pokonującą trudność uwzględnienia znacznej ilości parametrów określających zachowanie się układu jest wykazanie (jako główna teza rozprawy), iż *zastosowana metoda ma charakter w pełni ilościowy*, tzn. że analiza awarii jest wykonywana całkowicie za pomocą metod obliczeniowych - a nie, jak do tej pory praktykowano – za pomocą oceny eksperckiej inżynierów jądrowych. Bardziej szczegółowo mówiąc, metoda ta pozwala na ilościowe określenie niepewności parametrów wejściowych układu bez udziału człowieka i jego subiektywnego czasami osądu. Na dodatek, kwantyfikacja metody pozwala na włączenie do analizy znacznie większej liczby parametrów wejściowych  $P$  (w tym wypadku  $P=172$ ) w przeciwieństwie do wcześniejszej liczby stosowanych parametrów nie przekraczających kilkudziesięciu.

W pracy wykorzystany został kod obliczeniowy do analizy awarii ciężkich MELCOR (Methods for Estimation of Leakeges and Consequences of Realeses), który był weryfikowany i walidowany za pomocą eksperymentu Phebus FPT-1 zainstalowanego w ośrodku badawczym CEA w Cadarache we Francji. Przeprowadzona została także lokalna i globalna analiza wrażliwości na przekraczającą zwykłą niepewność zmiany parametrów wejściowych dla tego układu.

Napisana w języku polskim w formacie broszury A5 rozprawa doktorska liczy 198 stron i składa się z kilkustronicowego wstępu, 5 głównych rozdziałów i podsumowania. Poza tym praca zawiera streszczenie (w jęz. polskim i angielskim), słownik skrótów, spis treści oraz spis literatury składający się ze 105 pozycji. Istotnym elementem pracy jest 50-stronicowy aneks, w którym umieszczono opis wszystkich parametrów wejściowych rozważanego modelu awarii ciężkich.

Jak udało mi się odnaleźć w spisie literatury (nie jest to nigdzie wymienione w pracy), wyniki prac będących powiązane z rozprawą, zostały opublikowane w 5 artykułach w czasopiśmie o wysokim parametrze wpływu (poz. [9-10], [34-35], [39]) oraz 2 artykułach konferencyjnych (poz. [38], [52]).

W rozdziale 1 rozprawy pt. „Wstęp” przedstawiona jest podstawowa motywacja do pracy w nawiązaniu do deterministycznych analiz bezpieczeństwa wśród których wyróżnia się podejście zachowawcze i podejście najlepszego szacowania wraz z oceną niepewności (Best Estimate Plus Uncertainty – BEPU). To ostatnie jest przedmiotem rozważanej rozprawy. Jako główna motywacja wspomniane jest, iż do tej pory takie projekty reaktorów jak AP1000 czy EPR nie zostały poddane analizie BEPU w takim zakresie jaki jest przedstawiony w rozprawie. Tu także postawiona jest główna teza rozprawy.

W rozdziale 2 dokonuje się przeglądu podstawowych idei deterministycznych analiz bezpieczeństwa począwszy od definicji ciężkiej awarii jako awarii uszkodzenia rdzenia mogącej prowadzić do znaczących uwolnień substancji promieniotwórczych, poprzez wymagania prawne w zakresie przeprowadzanych analiz, aż do kwestii źródeł niepewności jakie mogą się pojawić w ich trakcie. Autor wyróżnia tu 4 źródła jakimi są niepewności: kodu, metod numerycznych, modelowanego obiektu (pomiarowych) oraz efekt użytkownika.

Rozdział 3 koncentruje się na przeglądzie metod najlepszego szacowania wraz z oceną niepewności. Głównymi metodami są tu 4 metody probabilistyczne oraz 1 metoda deterministyczna. Celem rozdziału jest uzasadnienie wyboru metody, która została wybrana do analiz w rozprawie. Do tego służy tabela porównawcza 3.1, z której według Autora, najlepszą jest metoda GRS Niemieckiego Towarzystwa dla Bezpieczeństwa Reaktorów i Urządzeń m.in. ze względu na wysoką liczbę pojedynczych obliczeń kodu oraz największą liczbę parametrów kodu zastosowanych w praktyce.

W Rozdziale 4 Autor przedstawia metodykę wykonywania analiz najlepszego szacowania wraz z oceną niepewności dla ciężkich awarii. Istotnym elementem tej metodyki jest scharakteryzowanie scenariusza awaryjnego i identyfikacja ważnych zjawisk jakie mogą determinować proces awarii. Istotnym elementem procesu szacowania niepewności jest zastosowanie statystycznego twierdzenia Wilksa i Wald-Guba do określenia minimalnej liczby obliczeń wymaganych do określenia poziomu ufności szacunków niepewności. Metoda ta nie wymaga zastosowania znanego w branży jądrowej procesu PIRT (Phenomena Identification and Ranking Table), bowiem nie jest tutaj

potrzebna redukcja eksperyckiej liczby parametrów wejściowych. Kolejnym etapem jest wybór kodu obliczeniowego a potem jego weryfikacja (właściwa implementacja zjawisk) oraz walidacja (porównanie z danymi eksperymentalnymi). W przypadku tej pracy, jak już wspomniano, zweryfikowanym kodem jest MELCOR, którego najbardziej ostatecznym celem jest określenie tzw. członu źródłowego opisującego skalę uwolnień radioaktywnych do środowiska naturalnego. Jest to też kod, który może przeprowadzić analizy niepewności i wrażliwości. Kod ten został zwalidowany instalacjami eksperymentalnymi a także rzeczywistymi przypadkami awarii takimi jak w Fikushimie w 2011 roku. Uwzględnia on najistotniejsze zjawiska zachodzące w trakcie awarii takie jak degradacja paliwa jądrowego czy też interakcja rdzenia z dennicą zbiornika reaktora itp. wymienione przez Autora na str. 39.

W Rozdziale 5 przedstawiony jest opis metodyki najlepszego szacowania wraz z oceną niepewności zastosowanej w pracy. Wspomniano tutaj o układzie eksperymentalnym Phebus mogącym służyć do walidacji wykonywanych obliczeń poprzez dokładne zidentyfikowanie istotnych parametrów wejściowych układu. Wskazane są też ograniczenia rozważanego układu ze względu na mniejszą w stosunku do rzeczywistego układu reaktora liczbę parametrów, z których wiele zostało pominiętych (np. ponowna krytyczność). Wiele miejsca zajmuje tutaj określenie dopuszczalnego zakresu zmienności oraz wyboru rozkładu prawdopodobieństwa dla parametrów wejściowych układu. Przedstawiona jest także kategoryzacja i charakterystyka wszystkich 172 parametrów wejściowych układu oraz to co najważniejsze, czyli maczyca zakresów zmienności tych parametrów.

Rozdział 6, to wyczerpujący opis analizy wrażliwości parametrów początkowych za pomocą narzędzi korelacyjnych rang Spearmana. Analiza ta została wykonana w sposób globalny, tzn. iż dokonano zmiany wszystkich parametrów wejściowych rozważanego modelu awarii i ich możliwych relacji z parametrami wyjściowymi, co pozwoliło na wyselekcjonowanie tych spośród ostatnich, które są czułe na zadane warunki początkowe. Zrobiono to na przykładach kilku istotnych zjawisk mających miejsce w przypadku awarii ciężkiej takich jak: produkcja wodoru w rdzeniu reaktora, wzrost średniej temperatury koszulki paliwowej w ustalonej pozycji zestawu paliwowego, całkowite ciśnienie w obudowie bezpieczeństwa oraz uwolnienia aerozoli zawieszonych w atmosferze obudowy bezpieczeństwa. Jak wykazano w pracy metodą rang Spearmana, w większości tych zjawisk nie ma istotnej korelacji pomiędzy parametrami wyjściowymi – a pomiędzy parametrami wejściowymi co dowodzi braku wrażliwości tych ostatnich na zmianę pierwszych. Korelacje te badano zwiększając istotnie niepewność parametrów wejściowych tym samym zwiększając w ten sposób ich możliwy wpływ na wielkość parametrów wyjściowych.

Praca jest napisana klarownie i przejrzysto. Posiada bardzo dobry ciąg logiczny – czyta się ją z przyjemnością. Wszystkie detale są bardzo dobrze wyjaśnione. Pomimo, iż moim obowiązkiem jako recenzenta było, aby się „pryczepić” do jakichkolwiek słabych elementów pracy, to przyznaję, iż było to bardzo trudne. Na uwagę zasługuje fakt, iż przedstawiona rozprawa pełni funkcję praktyczną – jest to doktorat wdrożeniowy, który pomoże Państwowej Agencji Atomistyki w ocenach bezpieczeństwa reaktorów poprzez użycie bardzo mocnego i oryginalnego narzędzia do analiz awarii ciężkich wymaganych aktami prawnymi.

Uwagi krytyczne i komentarze są następujące:

1. Uwaga do początku rozdz. 5.2. Czy faktycznie analizę PIRT można uznać za niepotrzebną w przypadku zastosowania metod BEPU GRS z pracy? Czy w jakimś stopniu tych dwóch analiz nie warto uzgodnić ze sobą? Ustalenie zakresów niepewności parametrów wejściowych podlegają też w jakimś stopniu ocenie eksperckiej. Czy pewne parametry wejściowe mogą wciąż pozostać niezauważone i wymagać analizy eksperckiej?
2. Nie rozumiem ostatniego zdania w rozdz. 2.3 (str. 23) w kontekście efektu użytkownika w ocenie niepewności. Z niego nie wynika, czy przewodnik najlepszych praktyk modelowania w danym kodzie obliczeniowym powstał w tej rozprawie, czy nie? Chyba trzeba to przeformułować.
3. W pracy skoncentrowano się na analizach awarii ciężkich w typowych reaktorach lekkowodnych. Istnieją jednak inne technologie, w których np. nie dochodzi do stopienia rdzenia bo jest on płynny (np. reaktora na stopionych solach). Czy i w jakim stopniu analizy BEPU mogą być zastosowane do innych, nielekkowodnych technologii?
4. W nawiązaniu do powyższego. Czy liczba parametrów wejściowych byłaby zredukowana czy zwiększona dla tych technologii?
5. Uwaga do str. 65, rozdz. 5.3.1. CFD faktycznie ma niewielkie niepewności, ale jest kosztowne obliczeniowo. Czy w kategorii A-H jest wiele tego typu obliczeń?

Mniej istotne uwagi są następujące:

1. Brak skrótu AEAT w spisie.
2. Liczne literówki, niedokończone słowa, zamienione wyrazy itp.
3. str. 104, ostatnie zdanie: co to jest „zbadaanie wpływu wrażliwości”? Chyba chodziło o „zbadaanie wrażliwości”?
4. str. 57, przedostatnia kropka: „film” chyba po polsku tłumaczymy jako „warstwa”, ale może w środowisku badań materiałowych jest inaczej.

**Reasumując stwierdzam, że rozprawa spełnia wymogi ustawowe (art. 187 ust. 1, 2 i 3 ustawy „Prawo o szkolnictwie wyższym i nauce” z dn. 20 lipca 2018) stawiane osobom ubiegającym się o stopień naukowy doktora i w związku z tym rekomenduję rozprawę p. mgr inż. Mateusza Włostowskiego do publicznej obrony.**

prof. Mariusz P. Dąbrowski

