

Prof. dr hab. inż. Jan Składzień
em. prof. zw. Politechniki Śląskiej
email: Jan.skladzien@gmail.com

Opole, 23.04.2023 r.

RECENZJA

pracy doktorskiej **Pana mgr inż. Pawła Domitra** pt.
**Metodyka wykonywania obliczeń najlepszego szacowania
wraz z oceną niepewności na podstawie metod
wstecznej kwantyfikacji niepewności**

Opiniowana rozprawa ma charakter studialno – obliczeniowy i dotyczy probabilistycznych analiz wybranych procesów termodynamicznych w układach z reaktorami jądrowymi, co może warto by było w pewien sposób w tytule rozprawy zaznaczyć. Praca, której promotorem jest prof. PW dr hab. inż. Rafał Laskowski, została wykonana na Wydziale Mechanicznym Energetyki i Lotnictwa Politechniki Warszawskiej we współpracy z przedstawicielami Państwowej Agencji Atomistyki. Tematyka pracy jest bardzo aktualna oraz istotna w sytuacji, gdy podejmowane są na szczeblu rządowym RP działania zmierzające do uruchomienia w Polsce energetycznych bloków z reaktorami jądrowymi, co oczywiście będzie wymagać aktywnych i wielostronnych działań PAA. Należy szczególnie pozytywnie ocenić podjęcie takiej tematyki z uwagi na wciąż jeszcze zgłaszane obiekcje odnośnie działania obiektów energetyki jądrowej oraz ich bezpieczeństwa.

Praca jest bardzo obszerna (ok. 190 stron, 111 pozycji bibliograficznych, liczne rysunki i tabele). Tekst pracy zawarty jest w siedmiu rozdziałach i uzupełniony trzyczęściowym aneksem. Krótki rozdział pierwszy zawiera wprowadzenie dotyczące głównie analiz bezpieczeństwa w układach reaktorowych wraz z zaznaczeniem motywacji, celu oraz zakresu rozprawy. W rozdziale drugim przedstawiono krótko tzw. metodę obliczeń najlepszego oszacowania wraz z oceną niepewności, służącą m. in. do analiz przebiegów procesów ciepłno – przepływowych zachodzących w blokach jądrowych w trakcie awarii LOCA. W efekcie stosowania tej metody, dla złożonych procesów o zupełnie oczywistym braku ścisłych, pełnych informacji, możliwe jest wykonanie obliczeń bez stosowania „konserwatywnych” założeń. Zamieszczono tu także, zaczerpnięte ze źródeł literaturowych, fragmenty rezultatów przykładowych obliczeń z krótkimi komentarzami. Kolejny, także dość krótki, Rozdz. 3, jak również nieco bardziej obszerny Rozdz. 4, poświęcone są bardziej szczegółowemu opisowi wspomnianej już metody (metodyki) wykonywania obliczeń najlepszego oszacowania wraz z oceną niepewności. W P. 3 przedstawiono dość ogólnie, nieco hasłowo, podstawowe elementy tej metodyki oraz przyjęte etapy (kroki) rozwiązywania problemu, przy czym całe zagadnienie podzielono na 17 ściśle zdefiniowanych kroków zawartych w 5 elementach prezentowanej metodyki. Jak zaznacza Autor, na początku P. 4, do pełnego wdrożenia opisaney metodyki jest wymagany „cały zespół analityków mając gotowe

metody obliczeniowe”. Rozdz. 4, nawiązujący już bardziej precyzyjnie do zagadnień związanych z energetyką jądrową, zawiera opis przykładowego sposobu wdrożenia tej metodyki, posługując się wybranym, konkretnym, przykładem układu z reaktorem jądrowym. Przedmiotem analiz jest zachowanie się takiego układu w przypadku „dużej” awarii rozszczelnieniowej, uważanej za jedno z najbardziej potencjalnie poważnych zagrożeń w przypadku pracy bloku z wodnym reaktorem jądrowym. Przedstawiono dość obszernie opisowo podstawy teoretyczne dokonanych analiz obliczeniowych, mających charakter probabilistyczny i związanych ze statystyką matematyczną, koncentrując się na tzw. globalnej analizie niepewności oraz na dwóch formach tzw. wstecznej kwantyfikacji niepewności. Analizy opisowe uzupełniono podstawowymi zależnościami o ogólnej formie oraz rysunkami ilustracyjnymi. Podano też krótką informację o istniejących na świecie, w krajach rozwijających energetykę jądrową, instalacjach badawczych służących do fizycznej analizy elementów awarii LOCA.

Rozdział 5 pracy zawiera rezultaty obliczeń probabilistyczno – statystycznych związanych z powtarzalnymi eksperymentami wykonanymi przy wykorzystaniu dwóch specjalistycznych stanowisk badawczych. Stanowiska te służą do symulowania fragmentarycznie, w sposób fizyczny, wybranych zjawisk typowych dla „dużej” awarii rozszczelnieniowej w układzie z reaktorem wodnym ciśnieniowym. Pierwsze z tych stanowisk umożliwia badanie przebiegu gwałtownego wypływu H_2O , jaki występuje po rozerwaniu rurociągu podczas awarii LOCA, drugie zaś badanie zjawisk zachodzących w fazie awaryjnego zalewania rdzenia. Zalewanie to ma miejsce po uprzednim odsłonięciu rdzenia reaktora wywołanego odparowaniem zawartej w nim wody i wynikającego z wcześniej zaistniałej awarii LOCA. Dokonane wielowariantowe obliczenia porównawcze, bez bardziej szczegółowych informacji odnośnie przyjętych do obliczeń danych, służą tu głównie do prezentacji możliwości opisanej wcześniej i następnie praktycznie zastosowanej metody probabilistyczno – statystycznych analiz numerycznych.

Rozdział 6 ma nieco podobną formę, tym razem jednak rozpatrywane było zjawisko typu rzeczywista awaria LOCA, przy czym bazą odniesienia jest tu w pierwszej części instalacja eksperymentalna LOFT, będąca w zasadzie kompletnym modelem zespołu jądrowego z reaktorem PWR i to z reaktorem zawierającym rzeczywiste paliwo reaktorowe w postaci „pastylek” uranowych (UO_2). Podobnie jak uprzednio najpierw dokonano obliczeń określanych mianem referencyjnych, tzn. za pomocą profesjonalnego kodu komputerowego dokonano porównawczych obliczeń symulacyjnych, które odwzorowywały przebieg rzeczywistego eksperymentu awarii rozszczelnieniowej. Po wykonaniu obliczeń tych, w wyniku których uzyskano rezultaty w znacznym stopniu zgodne z danymi pomiarowymi, dokonano podobnie jak uprzednio wielowariantowych analiz obliczeniowych walidacyjnych o postaci probabilistyczno - statystycznej. W drugiej części Rozdz. 6 przedmiotem analiz obliczeniowych był przebieg awarii LOCA w rzeczywistym bloku energetycznym z reaktorem PWR, dla którego najpierw wykonano obliczenia referencyjne wykorzystując dostępne dane, następnie porównano najbardziej istotne wyniki również z dostępnymi danymi dla kompletnego bloku jądrowego, po czym dokonano walidacyjnych obliczeń probabilistyczno – statystycznych, których efekt stanowią wykresy obrazujące zakresy niepewności 4 wybranych charakterystycznych parametrów. Fragment ten (6.2) ma dość

skrótową postać co wyjaśnione zostało faktem, iż w szerszym zakresie odpowiednie informacje są przedstawione w dwóch współautorskich pozycjach literaturowych, w których Doktorant jest pierwszym autorem.

Zakończeniem rozprawy jest dość obszerne podsumowanie wraz ze wspomnianym już aneksem o charakterze ilustracyjnym, jak też – co oczywiste – wykaz literaturowy.

Uwagi o charakterze ogólnym:

Praca ma bardzo obszerną postać i obejmuje znaczną liczbę analiz obliczeniowych poprzedzonych jednak, o czym już wspomniałem, zebraniem wielu danych na temat stanowisk badawczych istniejących na świecie i powstałych w celu badania przebiegu pojedynczych lub zespołu zjawisk podczas symulacji awarii rozszczelnieniowej typu LOCA w układach z reaktorami wodnymi ciśnieniowymi PWR. Autor przeprowadził bardzo obszerne rozeznanie literaturowe dotyczące badań nad przebiegiem różnych scenariuszy takich awarii, w tym badań o charakterze empirycznym prowadzonych we wspomnianych specjalistycznych ośrodkach badawczych w krajach wykorzystujących bloki z reaktorami jądrowymi. Tego typu reaktory są obecnie uważane za podstawowe źródło ciepła w elektrowniach jądrowych budowanych obecnie i w dającej się przewidzieć rzeczywistości. Przeprowadzono obliczenia porównawcze dla przypadków w trzech grupach eksperymentów, korzystając z profesjonalnych kodów komputerowych o złożonej postaci i o dużych możliwościach obliczeniowych, z punktu widzenia różnorodności rozpatrywanych wariantów przebiegu analizowanych procesów. Przede wszystkim jednak następnie dokonywano bardzo obszernych i złożonych analiz obliczeniowych o charakterze probabilistyczno – statystycznym, które jednak – jak sądzę – mają na obecnym etapie w znacznym stopniu postać poznawczą. Jak podkreśla Autor rozprawy, co już też zaznaczyłem, przeprowadzenie pełnego cyklu badań o przedstawionym zakresie wymaga określonej współpracy i działań o charakterze zespołowym. Świadectwem tego jest też pięć pozycji opracowanych przy współautorstwie Doktoranta i zamieszczonych w spisie literatury, przy czym w przypadku czterech z nich Autor rozprawy jest wymieniony na pierwszym miejscu. Wydaje mi się, że byłoby rzeczą ciekawą wskazanie postaci udziału Autora rozprawy w całości prac badawczych związanych z analizami, których rezultaty tam przedstawiono. Nie czuję się w pełni kompetentny do pełnej oceny strony teoretycznej, matematycznej, probabilistyczno – statystycznej, zastosowanych metod obliczeniowych, uważam jednak, że opiniowana praca zasługuje na wysoką ocenę.

Uwagi krytyczno – dyskusyjne, ważniejsze uwagi redakcyjne:

W pracy wykorzystuje się dość znaczną liczbę skrótów, z których nie wszystkie są oczywiste nawet dla fachowców związanych z reaktorami jądrowymi i energetyką jądrową. Bardzo korzystne byłoby zatem zamieszczenie w osobnym punkcie spisu stosowanych skrótów mających bardziej istotne znaczenie; np. co oznacza wielokrotnie przywoływany i stosowany skrót SAPIUM? Korzystne byłoby chyba również zamieszczenie krótkiego spisu stosowanych oznaczeń.

Jak już wspomniałem, może należałoby w tytule pracy w pewien sposób zaznaczyć, iż przyjęta metoda postępowania ma służyć do analiz wybranych procesów w układach z reaktorami jądrowymi.

We wstępnej części opisowej wspomniano o istniejących zagrożeniach wynikających z pracy układów reaktorowych w stanach awaryjnych. Za jedno ze zdecydowanie najgroźniejszych zagrożeń (choć może trochę jednak przesadnie), o którym nie wspomniano, uważa się stopienie rdzenia reaktorowego i powstanie ciekłej mieszaniny o temperaturze dochodzącej do 3000°C (debris; corium). Efekt ten częściowo wystąpił w Harrisburgu oraz w trzech reaktorach w Fukushima.

W przypadku krytycznego przepływu gazów istotny jest stosunek (iloraz) wartości ciśnień, a nie ich różnica – str. 82/5g ! Co oznacza ponadto sformułowanie „gaz nieściśliwy” – str. 83/6g. Zaraz poniżej na tej samej stronie 83/10g przywołana jest współautorska pozycja literaturowa związana z tym fragmentem pracy (Rozdz. 5.1), co prowokuje do pytania o, wspomnianą już, formę udziału Autora w badaniach przedstawionych tam oraz w innych przywoływanych pozycjach.

Jak interpretować ujemną wartość masowego natężenia przepływu (str. 89, rys. 5.2) ? Czy byłoby możliwe uzupełnienie rys. 5.5, str. 93 i dalszych o podobnej postaci skalą barw ?

Jak interpretować ułamkowe wartości przedstawionych ogólnie na str. 86 parametrów CHM oraz CRC, w oparciu o jakie informacje określano ich gęstości prawdopodobieństwa ?

Rysunki na ogół mają ograniczoną wielkość, co utrudnia ich odczytywanie; Jest to szczególnie widoczne np. na str. 114, Rys. 5.19.

Temperaturę graniczną koszulki paliwowej na str. 115 podano w °C, a w Tab. 5.4 w K – czy ta niekonsekwencja była zamierzona ? Jak obliczano błąd temperatury podany w Tab. 5.4, str. 115. Jeśli dokonano tego stosując wprost wartości podane w skali Celsjusza, to protestuję, jeśli zaś wykorzystano skalę bezwzględną Kelvina, a to chyba ma miejsce, to uzyskane wyniki w pewnym stopniu „zaniżają” wielkość rzeczywistego błędu. Wyliczenie błędu temperaturowego natomiast nie ma formy kontrowersyjnej gdy dotyczy różnicy temperatur.

Czy w przypadku porównywania obu podstawowych metod realizacji obliczeń walidacyjnych nie ma pewnej sprzeczności pomiędzy uwagą na początku p. 7.2, str. 178, a sformułowaniem dwóch ostatnich zdań na str. 176 ?

Uwagi końcowe, konkluzje

Składam wniosek o dopuszczenie pracy Pana mgr inż. Pawła Domitra do jej publicznej obrony z przekonaniem, że rozprawa ta całkowicie spełnia warunki określone odnośną ustawą. Raz jeszcze wymieniam podstawowe, moim zdaniem, osiągnięcia Autora rozprawy:

- Dokonanie przeglądu i analizy możliwości istniejących na świecie stanowisk doświadczalnych do badania zjawisk charakterystycznych dla zespołu reaktora jądrowego.
- Przeprowadzenie obliczeń weryfikacyjnych dla czterech przypadków, z czego trzy dotyczyły różnych stanowisk badawczych jedno zaś rzeczywistego bloku jądrowego, przy wykorzystaniu złożonego, profesjonalnego, kodu obliczeniowego.

- Opracowanie nowatorskiej metodyki obliczeń o charakterze probabilistyczno – statystycznym przystosowanej do analiz układów reaktorów jądrowych w stanach awaryjnych (Rys. 3.1, str. 37; poz. lit. 101 i 103).

- Przeprowadzenie znacznej liczby wielowariantowych obliczeń walidacyjnych przy wykorzystaniu tej metody.

Omawiana rozprawa ma logiczną, konsekwentną architekturę, a Doktorant w pełni wykazał się umiejętnością samodzielnego rozwiązywania złożonych problemów naukowo – badawczych związanych z modelowaniem numerycznym skomplikowanych procesów ciepłno – przepływowych w instalacjach z reaktorami jądrowymi. Pięć prac współautorskich opublikowanych przez Doktoranta w latach 2017 – 2023 jest ponadto świadectwem umiejętności pracy zespołowej, co w przypadku takim jak tematyka omawianej rozprawy jest bardzo istotne.

Sposób interpretacji i komentowania uzyskanych rezultatów jest świadectwem dużej wiedzy Autora oraz umiejętności samodzielnego prowadzenia działalności naukowo – badawczej. Jak już wspomniałem przedstawione prace badawcze mają do pewnego stopnia postać poznawczą, czego świadectwem są także, m. in., uwagi zawarte w podsumowanie dotyczące propozycji kontynuacji zaprezentowanych w pracy badań w przyszłości. Wydaje mi się równocześnie, że z uwagi na bardzo oryginalny zakres pracy, wykorzystany nowatorski „warsztat” badawczy oraz ze względu na wartość uzyskanych rezultatów przedstawiona rozprawa doktorska ma w dużym stopniu wyróżniającą się postać. Złożenie ewentualnego wniosku o wyróżnienie pracy uzależniam jednak, co zrozumiałe, od przebiegu jej obrony.

