



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

Otwock, 20.08.2021

**RECENZJA ROZPRAWY DOKTORSKIEJ
PANA MGR RAFAŁA BRYKA
pt. "New methods in Modeling of Processes in
Passive Safety Systems in a III+ Generation BWR"**

W świetle zaistniałych nielicznych, ale spektakularnie nagłośnionych przez media, awarii reaktorów jądrowych na świecie, problem bezpieczeństwa jest jednym z najważniejszych zagadnień energetyki jądrowej nie tylko dla społeczeństwa, ale także dla operatorów, którzy ponoszą ogromne straty nie tylko materialne, lecz także wizerunkowe. O ile technologia radzieckich reaktorów RBMK praktycznie była ograniczona do jednego kraju, to w przypadku pozostałych stosowanych technologii już tak nie jest. W szczególności dotyczy to reaktorów wodnych-wrzących typu BWR, które uległy awarii w 2011 roku w Fukushima w Japonii. Po tym wydarzeniu wzrosły wymagania bezpieczeństwa stawiane elektrowniom jądrowym na całym świecie a najlepszym tego odzwierciedleniem jest konieczność przeprowadzania tzw. stress testów, czyli badań zachowania się reaktorów jądrowych w ekstremalnych warunkach. Te badania przeprowadzane są, co jest oczywiste, przede wszystkim na instalacjach eksperymentalnych symulujących rzeczywiste reaktory a także za pomocą coraz bardziej wyszukanego oprogramowania w postaci nowych kodów komputerowych dających coraz lepszą zgodność z rzeczywistymi warunkami eksperymentalnymi. Szczególną rolę w zagadnieniu bezpieczeństwa energetyki jądrowej odgrywają tzw. zabezpieczenia pasywne, które opierają się całkowicie na prawach fizyki takich jak grawitacja czy też konwekcja swobodna.

Rozprawa doktorska p. mgr Rafała Bryka dotyczy powyższych istotnych zagadnień pasywnych systemów bezpieczeństwa i ich testowaniu za pomocą nowego systemu komputerowego pozwalającego na programowanie obiektowe sprzężonemu z modułami napisanymi w klasycznym języku Fortran. Głównym osiągnięciem rozprawy jest zastosowanie nowego języka programowania pod nazwą „Modelica” do symulacji reaktora wodnego-wrzącego BWR generacji III+ jakim jest projekt reaktora KERENA. W szczególności chodzi tu o użycie tego języka do modelowania pasywnych układów bezpieczeństwa dla tego reaktora.

Jedną z głównych zalet języka „Modelica” jest tzw. podejście a-przyczynowe („a-causal”), które polega na tym, iż nie jest wymagane a priori definiowanie danych wejściowych (input) oraz wyjściowych (output) a więc dane te mogą być w zależności od celu obliczeń definiowane zamiennie. Dzieje się tak dzięki wbudowanej do oprogramowania możliwości rozpoznawania całych modułów obliczeniowych opartych na odpowiednich równaniach („equation-based

modeling”), które mogą działać niezależnie i być dobrze identyfikowane. Poza tym język jest w stanie doskonale znajdować istniejące biblioteki modułów, co znacznie przyspiesza modelowanie. Wadą tego podejścia jest użycie równań algebraicznych a nie zwyczajnych równań różniczkowych (patrz tabela na str. 71), co wymaga większego czasu obliczeniowego a co za tym idzie większych kosztów.

Napisana w języku angielskim w formacie broszury A5 rozprawa doktorska liczy 179 stron i składa się ze wstępu (str. 33-39), wprowadzenia do reaktorów wodnych-wrzących (str. 40-49), opisu zastosowanej metodologii (str. 50-67), głównych rozdziałów merytorycznych (rozdziały 4 i 5) oraz podsumowania. Poza tym praca zawiera nadzwyczaj obszerne streszczenie (w jęz. polskim i angielskim), słownik skrótów i terminów, spis treści, rysunków i tabel umieszczone na początku oraz spis literatury składający się ze 137 pozycji znajdujący się na końcu. W pracy umieszczono także 46 wykresów i rysunków.

Jak udało mi się odnaleźć w spisie literatury (nie jest to nigdzie wymienione w pracy), wyniki prac będących podstawą rozprawy zostały opublikowane w 2 artykułach konferencyjnych (poz. [25], [30]), dwóch artykułach w czasopiśmie „Eksploracja i Niezawodność” (poz. [49], [66]) oraz jednym artykule w wysoko punktowanym czasopiśmie naukowym „Archives of Thermodynamics” z 2017 roku (poz. [65]).

Rozdział 1 rozprawy pt. „Wprowadzenie” wraz z rozległym streszczeniem dotyczy historii i aktualności stosowanych podejść do modelowania procesów termohydraulicznych w reaktorach jądrowych oraz walidacji kodów komputerowych służących do obliczeń. Przedstawiona też jest ogólna motywacja do zajęcia się tematem pasywnych systemów bezpieczeństwa dla reaktora BWR.

Rozdział 2 zawiera krótką informację na temat technologii reaktorów wodnych-wrzących BWR (historia, schemat ideowy, zalety i wady) a następnie na temat reaktora będącego przedmiotem badań w rozprawie jakim jest KERENA – reaktor generacji III+ o mocy elektrycznej 1250 MW. W szczególności opisane są tutaj niezależne systemy pasywnego bezpieczeństwa tego reaktora takie jak (używam angielskich terminów i skrótów): Emergency Condenser (EC), Containment Cooling Condenser (CCC), Core Flooding System (CFS) i Passive Pressure Pulse Transmitter (PPPT), których działanie jest później testowane numerycznie. Następnie przedstawiona jest instalacja testowa INKA (Integral Test Facility Karlstein) będąca przeskalowaną w dół (np. zbiornik reaktora w skali 24:1) koncepcją reaktora KERENA. Omówiona jest też idea testowania wspomnianych wyżej systemów bezpieczeństwa KERENA za pomocą instalacji INKA.

Rozdział 3 to opis zastosowanej w pracy metodologii oraz użytych kodów do modelowania procesów termohydraulicznych w rozważanych reaktorach. Przedstawione są tutaj podstawowe równania charakteryzujące przepływy masy i transfer energii pomiędzy fazami oraz ściankami a także opis wyzwań obliczeniowych stojących przed modelowaniem rozważanych układów pasywnych z punktu widzenia termohydrauliki. Zwraca się tu uwagę na ułomności kodu 1-wymiarowego, problem wyboru właściwej siatki oraz co najważniejsze przy złożonych obliczeniowo modelach – na tzw. efekt użytkownika, który często prowadzi do rozbieżnych wyników nawet przy zastosowaniu tych samych danych wejściowych i kodów.

W Rozdziale 4 przedstawione jest nowe podejście zastosowane do układów termohydraulicznych rozważanych w rozprawie doktorskiej. Wymieniane są tutaj zalety modelowania obiektowego takie jak modułowość, możliwość sprzężania z kodami zewnętrznymi, czytelność kodów, wydajność oraz wsparcie w dobrze zarchiwizowanym oprogramowaniu. W szczególności opisany jest język „Modelica” wraz z już częściowo wspomnianymi jego zaletami (modelowanie a-przyczynowe, spójność wymiany informacji wewnątrz języka, możliwość użycia wcześniej opracowanych modułów, publiczna dostępność oraz łatwość ponownego wykorzystania przez innych użytkowników) oraz środowisko dostępnego publicznie oprogramowania „OpenModelica” wraz z pakietami komercyjnymi.

Głównym rozdziałem pracy i jak można wywnioskować, najbardziej oryginalnym wkładem autora do dziedziny jest Rozdział 5 rozciągający się na 83 strony (a zatem niemal połowa pracy). Tutaj po raz pierwszy został zastosowany język „Modelica” w celu badania zjawisk ciepło-przepływowych w reaktorze wodnym-wrzącym KERENA w trakcie nagłego spadku ciśnienia w zbiorniku ze względu na utratę chłodziwa (LOCA – Lost of Coolant Accident). „Modelica” została sprzężona z zewnętrznym kodem napisanym w języku FORTRAN oraz zewnętrzną bazą danych. Wykonany został podział zbiornika na poziomie elementy objętości wypełnione w określonej proporcji wodą i parą i zapisane stosowne równania zachowania masy, pędu i energii dla wymiany pomiędzy tymi elementami między sobą oraz między elementami i ścianami zbiornika.

Obliczono stopnie puchnięcia w trakcie spadku ciśnienia za pomocą języka „Modelica” i porównano z obliczeniami wykonanymi w kodzie ATHLET. Jak się okazało „Modelica” daje dobrą zgodność z danymi pomiarowymi dla przebiegu krzywej ciśnienia, poziomu skurczonej (collapsed) i rozszerzonej (swell) wody oraz dla współczynnika pustki (void fraction). Następnie wymodelowano przepływy w skraplaczu bezpieczeństwa (EC) reaktora KERENA uzyskując zgodność symulacji z pomiarami ciśnienia, przepływu masy i temperatury.

W podrozdziale 5.2 wymodelowano skraplacz bezpieczeństwa (Emergency Condenser – EC) reaktora KERENA w języku „Modelica” i zbadano przepływ ciepła w tym układzie. Omówione zostały szczegółowo różne rodzaje przepływów w poziomych rurach (pierścieniowe, przejściowe, nawarstwione itd.) w trakcie przechodzenia od dominującej fazy gazowej do fazy ciekłej (w różnych proporcjach stosunku para wodna/woda). Wymodelowano też pozostałe systemy pasywnego bezpieczeństwa.

Podrozdział 5.3 poświęcono opisowi zintegrowanego kodu Modelica-FORTRAN dla modelowania przepływu dwufazowego. Zjawiskiem wykorzystanym w tym celu jest zastosowanie lekkiego nachylenia rurek przepływowych w układzie CCC pozwalającym na wykorzystanie siły grawitacji, co poprawia konwekcję naturalną i tym samym odbiór ciepła (sekcja 5.3.1).

Ostatni podrozdział 5.4 poświęcony jest integracji języka „Modelica” z dużymi bazami danych w celu modelowania złożonych zjawisk przepływowych (np. zjawisk zachodzących w rurekach CCC – sekcja 5.4.3).

Reasumując, Rozdział 5 zawiera głębokie teoretyczne omówienie zjawisk przepływowych w systemach bezpieczeństwa reaktora wodno-wrzącego, modelowanie tych przepływów oraz

obliczenia numeryczne wykonane za pomocą zintegrowanych kodów Modelica_FORTRAN i stanowi istotny wkład w dziedzinę niezawodności energetyki jądrowej.

W Rozdziale 6 znajdujemy dosyć rozbudowane podsumowanie wyników pracy.

Mam następujące uwagi krytyczne:

1. W pracy mamy do czynienia z dość nietypową formą przedstawiania wyników w formie streszczenia, na które składa się 6 stron opisu (w języku polskim nawet 7 stron). Z kolei wprowadzenie do pracy zawiera tylko 7 stron a podsumowanie 5 stron. Wiele czasopism ma jawne ograniczenia na rozmiar streszczenia i jest to maksimum kilka tysięcy znaków. Jak uczymy się z konferencji naukowych i innych form przekazywania naszej wiedzy innym, bardzo ważna jest zdolność do zwięzłego i celowego wypowiadania się, a tutaj chyba tego nieco zabrakło. Według mojej oceny większość streszczenia powinna być przeniesiona do wstępu oraz do podsumowania a samo streszczenie nie powinno być dłuższe niż 1 strona tekstu (maksymalnie!).

2. W mojej ocenie Rozdział 5 jest za długi i powinien być rozbity logicznie na 2 lub 4 mniejsze rozdziały. Na przykład 2 podrozdziały 5.3 i 5.4 mogłyby stanowić jeden rozdział na temat integracji „Modelica” z FORTRAN i bazami danych a 5.1. i 5.2 drugi rozdział na temat modelowania systemów bezpieczeństwa. Albo obecne podrozdziały 5.1-5.4 powinny wystąpić jako 4 rozdziały pracy. Moja sugestia podyktowana jest to m.in. tym, iż Rozdział 5 zawiera największy indywidualny wkład Autora, który jest główną wartością rozprawy doktorskiej.

3. Może niedokładnie czytałem albo nie zrozumiałem wszystkiego, ale nie znalazłem jasno określonej jednej (może dwóch) najistotniejszej zalety zastosowania „Modelica” do konkretnego przypadku testowania reaktora KERENA. Chodzi mi o jasne określenie i „nieco marketingowe” podejście polegające na określeniu czym tak naprawdę wyróżnia się zastosowanie „Modelica” do rozważanej elektrowni jądrowej KERENA i układu INKA wobec innych języków i znanych kodów?

4. Z tym związane jest też pytanie na ile zastosowanie „Modelica” może w przyszłości zdominować rynek oprogramowania do obliczeń reaktorowych? Jaki jest udział tego języka w rynku obecnie?

5. Oprócz wielu zalet modelowania w oprogramowaniu Modelica należącego do Modelica Association i promowanego przez Open Source Modelica Consortium (OSMC) w tym właśnie jego dostępności publicznej, wciąż istnieją moduły płatne (str. 73) dostępne komercyjnie np. przez firmę Wolfram. Autor rozprawy zdecydował się na użycie tego języka, ale nie wypowiedział się na temat tego czy i w jakim stopniu można zastosować to publicznie dostępne oprogramowanie do licencjonowania reaktorów?

Mniej istotne uwagi są następujące:

1. Skrótów pasywnych systemów bezpieczeństwa takie jak EC, CCC, CFS itd. są zdefiniowane już na początku w rozdz. 2.1 oraz przy ich wprowadzaniu w kolejnych rozdziałach. Niestety w dalszej części pracy a w szczególności w głównym rozdziale merytorycznym jakim jest Rodz. 5, naprzemiennie są używane w tekście bądź skrótów bądź całe terminy (np. CCC i Containment

Cooling Condenser na str. 142). Jest to bardzo niespójne i na pewno podlegałyby weryfikacji przez wydawcę w czasopiśmie lub wydawnictwie książkowym.

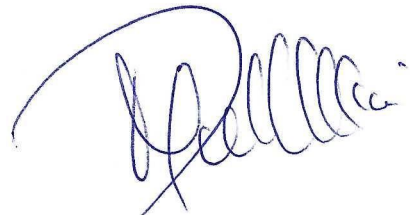
2. Znalazłem trochę niezręcznych sformułowań w jęz. angielskim, chociaż generalnie praca jest napisana dobrym językiem.

3. Na str. 43 skrót powinien być PPPT a nie PTTT. Na rys. 5.8 nie zaznaczono punktu 2. Wykresy 5.30 i 5.31 nie zawierają wszystkich krzywych z legendy.

4. W tabeli definiującej symbole (str. 25 i następne) wciąż wiele z nich powtarza się nabierając innych znaczeń. Ale to chyba też przypadek języków europejskich.

Praca jest napisana dosyć przejrzysto, chociaż zdecydowanie za długie streszczenie o czym pisałem w uwagach a także trochę moim zdaniem brak porządku logicznego. Trudno mi było oprzeć się wrażeniu, że to samo czytam wiele razy i nie dotyczy to tylko streszczenia, wprowadzenia i wniosków ale także innych rozdziałów w tym głównego rozdziału merytorycznego. Na uwagę zasługuje dosyć szczegółowy opis i przedstawienie zalet oprogramowania Modelica, co może stanowić materiał referencyjny dla pragnących zaadaptować to oprogramowanie do własnych badań. Rysunki i opisy są przygotowane poprawnie i przejrzysto chociaż czasami trudno je odczytać (to może być też wina założonego bardzo małego ale jednolitego na Politechnice Warszawskiej formatu pracy jakim jest A5, co powoduje, iż wiele czcionek nie jest wystarczająco ergonomiczna i pasuje się poniżej 11 pt). Także w przedstawionych w pracy równaniach nie znalazłem jakichś znaczących nieścisłości czy przekłamań.

Reasumując, rozprawa spełnia wymagania, które są konieczne do otrzymania stopnia doktora i w związku z tym rekomenduję rozprawę p. mgr Rafała Bryka do publicznej obrony.



prof. Mariusz P. Dąbrowski