

# ARTYKUŁY

## WYBRANE ZAGADNIENIA Z METOD OCENY BEZPIECZEŃSTWA W TYM EWALUACJA NAJLEPSZEGO SZACOWANIA I NIEPEWNOŚCI (BEPU), KODY ZINTEGROWANE I SPRZĘŻONE

Ernest Staroń

W artykule przedstawiono niektóre aspekty metod oceny bezpieczeństwa i krótki opis kodów służących deterministycznej analizie bezpieczeństwa.

### Źródła niepewności

Opisując przebieg zjawiska, zdając się na opis matematyczno-fizyczny nie jesteśmy w stanie odtworzyć go lub przewidzieć jego przebiegu w sposób idealny. Zawsze musimy iść na kompromis i przyjąć z pokorą fakt, że pojawiają się niedokładności i niepewności w modelowaniu. Modelując zjawiska deterministyczne przy pomocy kodów obliczeniowych praktycznie nie możemy uniknąć występowania wielu źródeł niepewności. Wymienione są one poniżej.

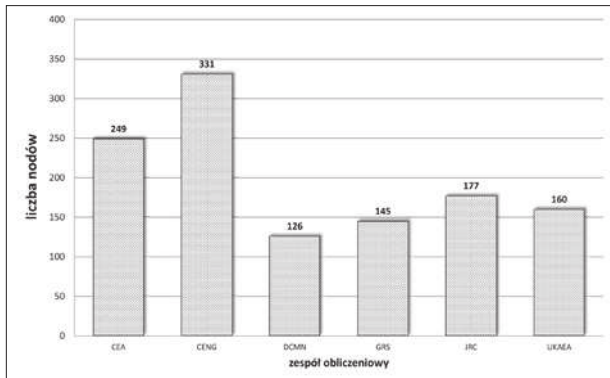
- 1) Równania równowagi lub zachowania są przybliżone – nie sposób uwzględnić wszystkich możliwych oddziaływań pomiędzy parą a płynem oraz nie sposób pominąć wpływu geometrii układu, która nie jest idealna a pojawiające się braki muszą być uzupełnione przez użytkownika w oparciu o jego doświadczenie i znajomość układu.
- 2) W układzie istnieją różne czynniki o tej samej fazie np. krople oraz film powierzchniowy występują w postaci płynu. Zarówno krople jak i film nie tworzą jednej struktury i w związku z tym mają różne temperatury, prędkość i inne parametry. Tymczasem w kodach obliczeniowych można charakteryzować jedną fazę tylko przy pomocy jednej wielkości.
- 3) W danym przekroju wielkości są uśredniane według geometrii przekroju. W rzeczywistości istnieje ciągłość ośrodka i choćby prędkość można byłoby opisać w postaci profilu.
- 4) W skali objętościowej parametry termodynamiczne uśredniane są zgodnie z geometrią układu. Oznacza to, że tylko jeden wektor prędkości jest związany

z komórką obliczeniową. Tymczasem, w rzeczywistości zdarzają się sytuacje gdy takie przybliżenie jest bardzo zgrubne. Przykładowo prędkości czynnika są bardzo różne w przestrzeni dolnej komory mieszania (ang. *lower plenum*).

- 5) W niektórych miejscach występują lokalne wiry, które nie są uwzględniane w równaniach zachowania energii i pędu. Są sytuacje, gdy wiry mogą nawet decydować o zachowaniu się czynnika w układzie – przykładowo w sytuacji dwufazowej cyrkulacji naturalnej pomiędzy zimnymi i ciepłymi zestawami paliwowymi.
- 6) Zastosowane rozwiązanie numeryczne musi z konieczności być przybliżone. Z kolei przybliżone rozwiązanie numeryczne jest rozwiązywane przy użyciu przybliżonych metod numerycznych. W konsekwencji dla danej komórki lub kroku czasowego musi być spełniona druga zasada termodynamiki.
- 7) W wielu przypadkach wykorzystywane są rozwiązania oparte o zależności empiryczne. Niestety zależności takie mogą być obciążone błędem, mogą być zastosowane w zakresie dla którego są mało dokładne lub wprowadzone niedokładnie, gdyż wymagają przykładowo rozwiązania iteracyjnego.
- 8) Przyjmuje się, że wszelkie korelacje określone są dla stanu ustalonego i w pełni rozwiniętego przepływu, tymczasem taka sytuacja występuje dość rzadko.
- 9) Własności materiałowe określone są w przybliżeniu.
- 10) Istnieje efekt użytkownika. Różni użytkownicy posługując się tym samym kodem i mając do dyspozycji te same dane na ogół otrzymują różne wyniki. Jest to związane z przyjęciem innej nodalizacji, zaokrągleniem danych lub ich uzupełnianiem w różny sposób. Różni użytkownicy będą mieli różny poziom akceptacji stanu ustalonego.

- 11) Zauważalny jest wpływ kompilatora i rodzaju komputera na ostateczne wyniki. Sytuacja w tym względzie nie uległa zauważalnej zmianie w porównaniu do okresu sprzed kilkunastu lat.
- 12) Istnieje efekt nodalizacji. Opracowanie i przyjęcie odpowiedniej nodalizacji wiąże się z wiedzą ekspercką jak również z przekonaniem o mocy komputerów.
- 13) Nieokreślone są warunki brzegowe i początkowe. W konsekwencji w wielu sytuacjach użytkownik musi samodzielnie uzupełnić potrzebne informacje.
- 14) Mogą istnieć poważne braki w modelowaniu fizycznym, które nie są znane użytkownikowi. W rezultacie w otrzymanych przebiegach obliczeniowych mogą pojawić się niezrozumiałe, odległe od rzeczywistości zjawiska.

Przykładowo wpływ kompilatora i maszyny obliczeniowej jest uwidoczniony w tabeli 1, która przedstawia porównanie obliczeń dla różnych maszyn w tej samej chwili tj. w 240 sekundzie procesu symulującego małe rozszczelnienie obiegu pierwotnego w instalacji doświadczalnej LSTF w Japonii. Obliczenia zostały wykonane dla tej samej wersji kodu i dla tych samych danych wejściowych. Na rys.1 zilustrowano dość typowy wpływ użytkownika. Dla tej samej instalacji doświad-



Rys.1. Różnice w modelowaniu: liczba nodów modelujących instalację w zależności od zespołu obliczeniowego

czalnej tj. LOBI dla testu A2-77 użytkownicy mieli dowolność w tworzeniu modelu, jak i dowolność w wyborze kodu obliczeniowego. Rysunek przedstawia różnice w liczbie nodów modelujących instalację przyjętych przez różne zespoły obliczeniowe. Należy zaznaczyć, że wszystkie zespoły były zespołami doświadczonymi.

Uwidocznione różnice i wyraźny efekt niepewności skutkują koniecznością stosowania konserwatywnych założeń. Powstaje pytanie, na ile dobry jest program obliczeniowy? W konsekwencji zmuszeni jesteśmy ponosić dodatkowe nakłady finansowe na zapewnienie bezpiecznego projektu i rozwój narzędzi obliczeniowych. Efekt końcowy tych nakładów okazuje się nie zawsze widoczny. W dzisiejszym podejściu do obliczeń zaczyna być zauważalne podejście probabilistyczne. Stosowane są kody bardziej realistyczne niż konserwatywne, ale z większą liczbą rozważanych przypadków obejmujących szerszy przedział danych wejściowych.

Obliczeń wykonywanych przy użyciu podstawowych kodów nie można traktować jako dokładnych i należy o tym pamiętać. Nie można w pełni być przekonanym o tym, że wyniki obliczeń odzwierciedlają dokładnie przebieg zjawisk.

#### BEPU

Podejście konserwatywne dominowało w pierwszych dwudziestu latach istnienia energetyki jądrowej z powodu braku doświadczeń i eksperymentów, które wyjaśniałyby dokładnie przebieg zjawisk istotnych z punktu widzenia bezpieczeństwa pracy elektrowni. Systematycznie postępujący wzrost wiedzy pozwolił na uwzględnienie w kodach obliczeniowych szerszego zakresu rozpatrywanych przypadków połączony z większą dokładnością przebiegu zjawisk. Okazało się też, że podejście konserwatywne w niektórych sytuacjach zaciemniało obraz przebiegu zjawisk wpływających na bezpieczeństwo obiektu. Przykładowo, założenie wyższej mocy niż nominalna w rdzeniu w przypadku awarii małego rozszczelnienia obiegu pierwotnego w efekcie prowadzi do wyższej niż spodziewanej ilości mieszaniny parowo-wodnej w rdzeniu. W dalszej konsekwencji

Tabela 1. Różnice w wynikach otrzymanych przez różne ośrodki na podstawie takich samych danych

Wielkość	Jednostka	IBM 3090, CNUCE Piza	IBM 3090, ENEA	CRAY CMP, ENEL Piza	FACON, JAERI	PC, Uniw. Zagrzeb
CPU	sek	5327	5940	2919	635,2	29338,7
Ciśnienie w stabilizatorze ciśnienia	MPa	7,397	7,386	7,717	7,638	7,389
Różnica ciśnienia w rdzeniu	kPa	14,3	14,4	15,3	12,2	14,1

może się okazać, że wyliczona temperatura koszulek paliwowych nie będzie wartością konserwatywną. Podejście konserwatywne zamazuje też nieco marginesy bezpieczeństwa przez co traci się na elastyczności w podejściu do eksploatacji elektrowni.

W celu uniknięcia wielu słabości podejścia konserwatywnego wydaje się, że dobrym rozwiązaniem byłoby wykonanie obliczeń z użyciem kodów najlepszego szacowania (ang. „*best estimate*”). Następnie należałoby dodać ocenę niepewności (ang. „*plus uncertainty*”). Na koniec niezbędne jest porównanie wyników z kryteriami akceptacji. Podejście takie scharakteryzowane jest jako BEPU, czyli „Best Estimate Plus Uncertainty”. Dostarcza ono bardziej realistycznego opisu zachowania reaktora i identyfikuje najbardziej istotne zagadnienia bezpieczeństwa. Pozwala też na lepszą ocenę marginesów bezpieczeństwa gdy marginesy te nie są duże. Jeśli marginesy są jednak duże to wówczas podejście konserwatywne może się okazać szybsze w analizie, gdyż nie wymaga oceny niepewności obliczeń.

Nieco szerszy wywód na temat BEPU można znaleźć w zaleceniach MAEA w dokumencie SSG-2 „Deterministic Safety Analysis for Nuclear Power Plants”. Prowadzący warsztaty odwoływali się kilkakrotnie do wymienionego dokumentu, a w szczególności do tabeli „Opcje związane z łączeniem kodów obliczeniowych i danych wejściowych” przytoczonej poniżej.

Na dzień dzisiejszy w większości krajów, do analiz bezpieczeństwa stosuje się opcję nr 2. Wykorzystuje się kody najlepszego szacowania lub konserwatywne choć częściej wykorzystywane są kody najlepszego szacowania. Jednocześnie wprowadza się konserwatywne warunki początkowe i graniczne oraz konserwatywne podejście do działania systemów bezpieczeństwa i sterowania. Takie podejście powinno zapewnić ograniczenie wpływu modeli obliczeniowych i parametrów systemów elektrowni. Całości stosowania opcji nr 2 dopełnia

konieczność walidacji kodów, stosowanie konserwatywności w podejściu do danych oraz wykonanie badań czułości.

Metoda BEPU mieści się w opcji nr 3 przedstawionej tabeli. Zgodnie z nazwą metody, stosowane są kody najlepszego szacowania i nie ma tutaj miejsca na kody konserwatywne. Warunki początkowe i brzegowe powinny być zbliżone do warunków realistycznych. Jednocześnie powinny być zidentyfikowane niepewności tak, by móc ocenić niepewność w otrzymanych wynikach. Metoda wymaga również oceny prawdopodobieństwa, że kryteria akceptacji nie zostaną przekroczone. Połączenie stosowania kodu najlepszego szacowania i realistycznych założeń powinny być oceniane statystycznie. Jeśli występują zależności pomiędzy wyliczonymi niepewnościami, powinny one zostać wyszczególnione. Ważną rzeczą w badaniach niepewności jest znalezienie efektów klifowych (ang. *cliff edge effect*), które polegają na tym, że niewielkie zmiany w wartościach parametrów pracy obiektu powodują znaczące, negatywne zmiany w stanie jego pracy. Oznacza to nagłą zmianę stanu obiektu wywołaną przez niewielką zmianę w wartościach danych wejściowych.

Dozory jądrowe, oprócz najczęściej stosowanej opcji nr 2, wykorzystują często w analizach również opcję nr 3.

### Komputerowe narzędzia deterministycznej analizy bezpieczeństwa

Liczba kodów obliczeniowych wykorzystywanych do analiz bezpieczeństwa lub oceny eksploatacji elektrowni jądrowej jest znaczna. W zależności od potrzeb, ich zakres może obejmować zarówno kody specjalizujące się w fizyce reaktorowej, jak i mechanistyczne odzwierciedlające zjawiska cieplno-przepływowe. Osoba posługująca się kodami musi niestety przyjąć odpowiedzialność za to, czy zastosowane kody są właściwe

**Tabela 2.** Opcje związane z łączeniem kodów obliczeniowych i danych wejściowych

	Opcja	Kod obliczeniowy	Dostępność systemów bezpieczeństwa i sterowania	Warunki graniczne i początkowe
1	Konserwatywna	Konserwatywny	Założenia konserwatywne	Konserwatywne dane wejściowe
2	Łączona	Najlepszego szacowania	Założenia konserwatywne	Konserwatywne dane wejściowe
3	Najlepszego szacowania	Najlepszego szacowania	Założenia konserwatywne	Realistyczne połączone z niepewnością; częściowo warunki najbardziej niekorzystne
4	Z oceną ryzyka	Najlepszego szacowania	Wynikające z analizy probabilistycznej	Realistyczne dane wejściowe połączone z niepewnością

do bieżącej analizy. Powinna w tym celu być świadoma zakresu stosowania danego kodu i znać jego ograniczenia.

Ogólnie kody do analiz deterministycznych można podzielić na dwie grupy:

- a) Kody mechanistyczne wykorzystujące modele fenomenologiczne czyli oparte o doświadczenie, które powinny w jak najdokładniejszy sposób przewidywać zachowanie elektrowni,
- b) Kody parametryczne, które są kombinacją modeli fenomenologicznych i modeli określonych przez użytkowników wykorzystujących różne parametry; są one niezbędne do określenia trendów w zachowaniu elektrowni.

Z punktu widzenia rodzaju analizy, kody deterministyczne można podzielić na pięć grup:

1. Ciepłno-przepływowe – wykorzystujące kody dynamiki przepływów i symulujące zachowanie chłodziwa w obiegu pierwotnym i wtórnym oraz pod obudową bezpieczeństwa,
2. Neutronowe – wykorzystujące kody neutronowe i symulujące procesy rozszczepieniowe w rdzeniu;
3. Strukturalne – wykorzystujące kody wytrzymałościowe i symulujące zachowanie struktur pracujących pod obciążeniem,
4. Radiologiczne – mające na celu ocenę konsekwencji radiologicznych dla pracowników i ogółu ludności,
5. Kody sprzężone – łączące kody z co najmniej dwóch grup wymienionych wcześniej i wykorzystujące specjalne narzędzia sprzęgające dane wyjściowe z jednego kodu z wymaganiami odnośnie danych wejściowych dla innego kodu.

Grupa kodów ciepłno-przepływowych jest bardzo liczna. Najczęściej wykorzystywana jest do analiz awarii projektowych elektrowni jądrowych choć zastosowanie do innych obiektów jądrowych lub instalacji doświadczalnych jest też bardzo istotne. W tej grupie część kodów przeznaczona jest do analiz systemowych czyli do obiegu pierwotnego, wtórnego i obudowy bezpieczeństwa.

### Kody ciepłno-przepływowe systemowe

Są to kody najczęściej wykorzystywane przez dozory jądrowe, organizacje badawcze i przemysłowe. Zasadniczo są one w miarę uniwersalne i nie są ograniczone do jednego rodzaju konstrukcji, czy typu reaktora. Często są stosowane zarówno do elektrowni jądrowych, jak i do instalacji doświadczalnych. Ta grupa kodów wykorzystywana jest przez dozory jądrowe jako kody najlepszego szacowania i nie zawierają modeli specyficznych

dla podejścia konserwatywnego. Do najbardziej znanych kodów z tej grupy należą APROS, ATHLET, RELAP, CATHARE, KORSAR, RETRAN, TRAC, TRACE.

Organizacje przemysłowe wytworzyły swoje niezależne kody obliczeniowe spośród których najbardziej znane to LOFTRAN, BASH, BART, CESEC, COAST i CATHE-NA.

Kody ciepłno-przepływowe systemowe służą jako podstawowe narzędzie obliczeniowe i wykorzystywane są do przewidywania zachowania elektrowni jądrowych w przypadku awarii lub stanów nieustalonych. Poszczególne elementy, urządzenia i systemy reaktorowe są reprezentowane i modelowane w sposób spójny jak również są sprawdzane i kwalifikowane pod kątem zgodności z procesami ciepłno-przepływowymi, neutroniką zachowaniem paliwa i działaniem systemu sterowania. Kody systemowe wykorzystują modele mechanistyczne dla dwóch płynów, hydrodynamiki nierównowagowej, kinetyki reaktorowej punktowej i wielowymiarowej, systemów sterowania i innych komponentów jak: pompy, zawory, czy akumulatory. Na dzień dzisiejszy kody systemowe w odniesieniu do rurociągów i zbiorników najczęściej są jednowymiarowe choć dwu- lub nawet trójwymiarowa reprezentacja zaczyna być coraz częściej spotykana. W przypadku nowych rozwiązań reaktorowych z systemami pasywnymi, kody systemowe obejmują nie tylko systemy chłodzenia, ale również obudowę bezpieczeństwa. Od strony matematycznej, kody systemowe bazują na rozwiązywaniu sześciu (lub ewentualnie mniejszej liczby) równań różniczkowych cząstkowych, które uwzględniają również:

- a) wyliczenie współczynnika przejmowania ciepła,
- b) wymianę ciepła na powierzchni i w głąb ciała stałego,
- c) równania konstytutywne<sup>1</sup>,
- d) modele zewnętrzne np. przepływy krytyczne, separator pary, charakterystyka pompy,
- e) gazy niekondensujące,
- f) kwas borowy.

Własności materiałowe są uwzględnione w kodzie, ale istnieje możliwość dodania własności przez użytkownika.

Spośród kodów systemowych najbardziej znany jest kod RELAP5 (Reactor Excursion and Leak Analysis Program). Został on stworzony w Idaho National Laboratories na zlecenie NRC<sup>2</sup>.

<sup>1</sup> Opis właściwości ciał na podstawie ich wewnętrznej budowy molekularnej napotyka trudności. W praktyce stosuje się opis fenomenologiczny właściwości ciał. Na drodze eksperymentalnej ustala się związki wiążące stan obciążenia mechanicznego ze stanem odkształcenia ośrodka. Związki takie noszą nazwę konstytutywnych [1].

<sup>2</sup> NRC – Nuclear Regulatory Commission (amerykański dozór jądrowy)

RELAP5mod3 oparty jest o model jednowymiarowy, dwupłynowy, obejmujący mieszaninę parowo-wodną znajdującą się w stanie nierównowagowym, wyprowadzony z podstawowych praw termodynamiki. Model składa się z równań:

- ciągłości dwóch faz,
- momentu dwóch faz,
- energii dwóch faz.

Uzupełniony jest on o korelacje określone w oparciu o eksperymenty.

Obecnie RELAP5 został w NRC zastąpiony programem TRACE.

### CATHARE2

CATHARE2 (*Code for Analysis of Thermalhydraulics during an Accident of Reactor and safety Evaluation*) jest kodem systemowym francuskim opracowanym przez CEA<sup>3</sup>, EdF<sup>4</sup> i FRAMATOME<sup>5</sup>. Oparty jest o model jednowymiarowy, dwupłynowy, z sześcioma równaniami różniczkowymi cząstkowymi połączonymi z zestawem równań konstytutywnych. Jest to kod najlepszego szacowania utworzony pod kątem obliczeń awarii w reaktorach typu PWR z wyłączeniem sytuacji prowadzących do stopienia rdzenia. Uwzględnia on również zjawiska związane z przepływami dwufazowymi. Kod ma budowę modułową z możliwością prowadzenia obliczeń równoległych.

### ATHLET

ATHLET (*Analyses of Thermal Hydraulics in Leaks and Transients*) został opracowany przez GRS<sup>6</sup>. Wykorzystywany jest do obliczeń szerokiego zakresu stanów eksploatacyjnych i awaryjnych, z małymi i dużymi rozszczelnieniami dla reaktorów typu PWR i BWR. Model opiera się o pięć równań różniczkowych z równaniami zachowania masy i energii dla pary i płynu i równaniem momentu mieszaniny uwzględniający stan nierównowagi cieplnej i mechanicznej oraz możliwością śledzenia poziomu mieszaniny.

### Kody do awarii ciężkich

Dość duży wysiłek włożono w budowę kodów do obliczeń awarii ciężkich. Zjawiska, które one obejmują wykraczają poza zakres stosowania innych grup kodów obliczeniowych. Należą do nich:

- Topienie rdzenia i jego przemieszczenie,
- Rozerwanie zbiornika reaktora,
- Bezpośrednie grzanie obudowy bezpieczeństwa,
- Oddziaływanie stopionego rdzenia z betonowym podłożem,
- Eksplozje pary,
- Spalanie wodoru w tym mieszanie, splanie, detonacje,
- Uwolnienia produktów rozszczepienia, transport, osadzanie i inne.

Proces BEPU rozpoczyna się od wyboru rozpatrywanego scenariusza. Łączy się on z określeniem celu analizy – czy dotyczy analizy systemowej lub analizy komponentów lub analizy konsekwencji radiologicznych. Następnym krokiem jest ustalenie kryteriów akceptacji i określenie zjawisk, których obliczenia dotyczą a w szczególności określenie zjawisk które powinny być wzięte pod uwagę. Wybór najlepiej nam odpowiadającego kodu obliczeniowego jest kolejnym krokiem w schemacie postępowania BEPU i łączy się on z koniecznością opracowania nodalizacji. W tym momencie powstaje pytanie o kwalifikacje – czy kod spełnia wymagania, czy zaproponowana nodalizacja jest poprawna i czy użytkownik kodu obliczeniowego ma wystarczające umiejętności i doświadczenie. Po przyjęciu niezbędnych założeń i ewentualnym sprzężeniu z innym kodem obliczeniowym wykonywane są analizy. Wówczas dochodzi czynnik związany z niepewnością i wykonanie studiów niepewności i czułości elementów. Jeśli kryteria akceptacji zostają spełnione to można uwzględnić analizy w końcowym raporcie bezpieczeństwa.

### Podsumowanie

Przedstawienie wszystkich zagadnień poruszonych w trakcie spotkania nie było możliwe jak również byłoby niecelowe. Zasygnalizowanie tematyki poświęconej analizom bezpieczeństwa elektrowni jądrowych powinno zachęcić osoby zainteresowane do głębszych studiów

dr inż. Ernest Staroń,  
Departament Bezpieczeństwa Jądrowego,  
Państwowa Agencja Atomistyki,  
Warszawa

### Literatura

- [1] IAEA, *Deterministic Safety Analysis for Nuclear Power Plants*, IAEA Safety Standards Series No. SSG-2, IAEA, Vienna 2009
- [2] J. Mikielwicz, *Modelowanie procesów cieplno-przepływowych*, Zakład Narodowy im. Ossolińskich – Wydawnictwo. Wrocław 1995.

<sup>3</sup> CEA - le Commissariat à l'énergie atomique et aux énergies alternatives (francuskie centrum badań technologicznych)

<sup>4</sup> Francuska grupa energetyczna

<sup>5</sup> FRAMATOME wraz z COGEMA utworzyły grupę energetyczną AREVA

<sup>6</sup> GRS – Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (niemiecka organizacja wsparcia technicznego)