

PROBABILISTYCZNA ANALIZA BEZPIECZEŃSTWA NA POZIOMIE 3

Probabilistic Safety Assessment level three

Ernest Staroń

W artykule przedstawiono ogólny opis probabilistycznej analizy bezpieczeństwa na poziomie trzecim czyli zakresie oszacowania skutków zdrowotnych i społecznych katastrofy jądrowej. Wykonanie takiej analizy nie jest w Polsce obowiązkowe podobnie jak i w wielu innych krajach. Jeśli jednak została wykonana, to okazuje się, że jest niesłychanie przydatna w planowaniu awaryjnym i ocenie wpływu na środowisko. Pewną trudnością jest przyjęcie dobrej metryki, przekonującej dla osób nie będących specjalistami. W artykule przedstawiono również opis metodologii wykonywania probabilistycznej analizy bezpieczeństwa na poziomie trzecim.

A general description of Probabilistic Safety Assessment level three is presented. Performing such an analysis is not obligatory in Poland similarly as in many other countries. However, if performed, it is extremely useful for example for emergency planning or nuclear safety assessment of the environment. Some difficulties may arise when trying to find good risk metrics which could be convincing to non-specialists. A description of the probabilistic safety assessment level three methodology is included.

Słowa kluczowe: PSA tj. probabilistyczna analiza bezpieczeństwa, wymogi prawne, parametry ryzyka

Keywords: PSA, emergency preparedness and management, regulatory requirements

Analizy bezpieczeństwa

Podejmując działania w obszarze narażenia na promieniowanie musimy być pewni, że ryzyko narażenia pracowników i ogółu społeczeństwa będzie na niskim, akceptowalnym poziomie. Sposobem na wykazanie niskiego zagrożenia jest przeprowadzenie dogłębnej analizy bezpieczeństwa. W kontekście budowy pierwszej polskiej elektrowni jądrowej Prawo atomowe [1] przewiduje, że przyszły inwestor musi przeprowadzić analizę bezpieczeństwa, która będzie obejmować analizy deterministyczne i probabilistyczne.

Celem analizy deterministycznej jest przewidzenie reakcji obiektu na określone (postulowane) zdarzenie inicjujące¹. Taka analiza koncentruje się na aspektach neutronowych, ciepłno-przepływowych, radiologicznych czy wytrzymałościowych i wykonywana jest przy użyciu wielu, różnych programów komputerowych. Najczęściej w analizach deterministycznych przyjmowane są założenia konserwatywne. Obecnie jednak podejście takie jest uzupełniane o obliczenia, w których przyjmuje się założenia realistyczne połączone z szacowaniem wielkości niepewności².

Celem analizy probabilistycznej jest określenie wszystkich istotnych czynników wpływających na ryzyko zagrożenia od promieniowania mającego źródło w obiekcie lub danej działalności jak również ocenę jakości przyjętych rozwiązań i po-

twierdzenie, że wyniki spełniają przyjęte wcześniej probabilistyczne kryteria bezpieczeństwa.

Probabilistyczna analiza bezpieczeństwa

Przeprowadzenie probabilistycznej analizy bezpieczeństwa³ jest zadaniem obszernym, wymagającym znajomości dużej ilości danych o urządzeniach i komponentach oraz znajomości obiektu. Jest również zadaniem bardzo czasochłonnym. Z drugiej strony otrzymane wyniki są niesłychanie użyteczne. Pozwalają ocenić słabe strony zastosowanych rozwiązań technicznych i znaleźć miejsca gdzie poprawa może dać największe korzyści.

Z punktu widzenia bezpieczeństwa, celem analizy probabilistycznej nie jest wyłącznie otrzymanie jednego wyniku albo jednej liczby. Zdarza się, że istotne są szczegółowe analizy jednego systemu np. może zdarzyć się sytuacja, że w związku z modernizacją obiektu jądrowego przeanalizowany powinien być system zasilania w energię elektryczną i niezbędna jest ocena czy zmiany nie spowodują przypadkiem pogorszenia bezpieczeństwa systemu. Taka ocena bez narzędzia probabilistycznego byłaby praktycznie niemożliwa i skazana na wyczucie inżynierskie. W polu zainteresowania mogą być też analizy związane z jednym rodzajem przyczyn np. związane z błędem ludzkim. Niektóre fragmenty analizy mogą być powtarzane i uzupełniane. Przykładowo, po wprowadzeniu dodatkowych urządzeń pasywnych do usuwania wodoru z obudowy bezpieczeństwa, powtórnie i bardziej

¹ PZI - postulowane zdarzenie inicjujące – zdarzenie zidentyfikowane przy projektowaniu obiektu jądrowego jako mogące prowadzić do przewidywanego zdarzenia eksploatacyjnego lub warunków awaryjnych (Prawo atomowe).

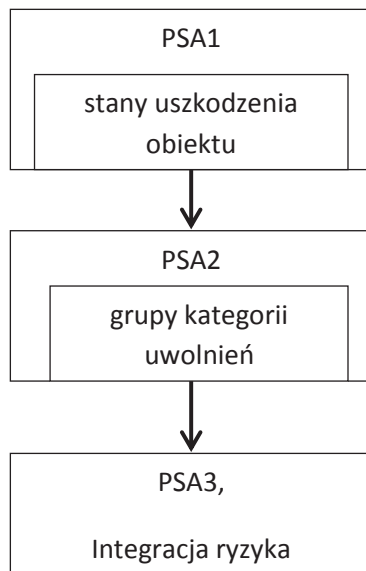
² Tzw. BEPU – ang. Best Estimate Plus Uncertainty

³ W tekście może być wykorzystywany angielski skrót – PSA tj. Probabilistic Safety Assessment

szczegółowo przeprowadzana jest analiza probabilistyczna obudowy bezpieczeństwa. Obecnie, pod wpływem awarii w EJ Fukushima, powtarzane są i uszczegółowiane analizy, w których zdarzeniem inicjującym są ponadprzeciętne zagrożenia zewnętrzne np. trzęsienie ziemi.

Wykonanie całości analizy probabilistycznej, jak już powiedziano, jest zadaniem obszernym, a nierzadko istnieje potrzeba otrzymania szczególnych informacji cząstkowych. W związku z tym cała analiza została podzielona na trzy części, tzw. poziomy w zależności od punktu startowego i przyjętych kryteriów akceptacji.

PSA na poziomie 1 oznacza analizę projektu oraz stanów eksploatacyjnych pod kątem identyfikacji sekwencji zdarzeń prowadzących do uszkodzenia rdzenia i połączone jest z wykonaniem obliczeń prawdopodobieństwa takiego uszkodzenia. PSA na tym poziomie umożliwia poznanie mocnych i słabych stron układów związanych z zapewnieniem bezpieczeństwa jak również procedur przewidzianych do przeciwdziałania uszkodzeniu rdzenia. Numerycznym efektem końcowym analizy PSA jest wartość liczbową prawdopodobieństwa uszkodzenia rdzenia, określaną angielskim skrótem CDF⁴.



Rys. 1. Sekwencja wykonywanych poziomów analiz probabilistycznych
Fig. 1. The sequence of performing Probabilistic Safety Assessment

PSA na poziomie 2 służy wykonaniu obliczeń chronologicznego postępu sekwencji prowadzących do uszkodzenia rdzenia zidentyfikowanych w PSA na poziomie 1. Obejmuje to również ocenę ilościową zjawisk powstających w wyniku poważnego uszkodzenia paliwa reaktorowego. Poziom ten wskazuje drogi, którymi uwolnione z paliwa substancje promieniotwórcze mogą przedostać się do otoczenia. W wyniku czego otrzymuje się rodzaj, aktywność, sekwencję czasową oraz inne charakterystyki uwolnionych substancji do otoczenia. Taka analiza dostarcza dodatkową wiedzę na temat względnego znaczenia efektywności działań prewencyjnych prowadzonych w celu ochrony przed awariami, środków słu-

żących zmniejszeniu skutków awarii oraz barier ochronnych zabezpieczających przed uwalnianiem się substancji promieniotwórczych do otoczenia (np. możliwość wydostania się przez obudowę bezpieczeństwa radioaktywnych gazów). Numerycznym efektem końcowym PSA tym poziomie 2 jest podanie częstości (prawdopodobieństwa) wydostania się produktów rozszczepienia do otoczenia tzw. LERF i LRF⁵.

PSA na poziomie 3 ma na celu oszacowanie skutków zdrowotnych i socjalnych takich jak kontaminacja ziemi lub żywności powstałych jako efekt różnych scenariuszy prowadzących do uwolnień substancji radioaktywnych do otoczenia. Zdarza się, że określane są skutki finansowe awarii.

Poszczególne poziomy analiz wykonywane są w sposób sekwencyjny tj. analiza na poziomie 1 służy jako podstawa do analizy na poziomie 2, a ta z kolei służy jako podstawa analizy na poziomie 3. Proces ten przedstawiono na rys.1.

Obecnie praktycznie wszystkie lub prawie wszystkie elektrownie jądrowe na świecie mają wykonane PSA na poziomie 1, duża część na poziomie 2 oraz niektóre na poziomie 3. Mimo, że liczba wykonanych analiz probabilistycznych na poziomie trzecim jest dość mała to jednak powszechnie panuje przekonanie, że taka analiza jest bardzo przydatna. Otrzymane rezultaty dają informacje odnośnie planowania awaryjnego oraz zmniejszania skutków awarii dzięki temu, że z góry dają nam obraz najbardziej prawdopodobnych kierunków ewentualnego zagrożenia jak również ułatwiają podejmowanie decyzji na podstawie znajomości ryzyka włącznie z planowaniem awaryjnym. Wyniki analiz umożliwiają w znacznym stopniu dokonanie oceny zgodności zastosowanych rozwiązań z wymogami bezpieczeństwa. Dzięki temu niektórzy oceniają, że jest to na tyle przydatne narzędzie, że można je wykorzystać przy ocenie lokalizacji nowych elektrowni jądrowych. Oczywiście probabilistyczna analiza bezpieczeństwa na poziomie trzecim obarczona jest też pewnymi wadami do których można zaliczyć: (1) duży element niepewności, który powoduje, że analiza nie powinna być stosowana w sposób bezdyskusyjny, (2) metodologia wykonywania tego typu analizy jest niestety nadal niedopracowana oraz (3) niezbyt dobrze określone są możliwości oceny skutków ekonomicznych, a jest to bardzo chętnie wykorzystywany element wniosków końcowych. Istnieją też (4) wątpliwości odnośnie stosowanych kodów obliczeniowych z racji trudnej do przeprowadzenia walidacji. W pewnym sensie wadą jest też to, że (5) przepisy dozоровe na ogół nie wymagają przeprowadzania analizy probabilistycznej na poziomie trzecim.

Końcowa ocena probabilistycznej analizy bezpieczeństwa na poziomie trzecim jest jednak bardzo pozytywna - ocenia się, że jeśli już została wykonana to jest ona niesłychanie przydatna i ułatwia podejmowanie rozsądnych, przemyślanych decyzji odnośnie bezpieczeństwa elektrowni jądrowych.

Probabilistyczna analiza bezpieczeństwa na poziomie trzecim od strony prawnej

Jak już wspomniano, zgodnie z Prawem atomowym istnieje obowiązek przeprowadzenia analiz bezpieczeństwa, któ-

⁴ CDF - Core Damage Frequency – prawdopodobieństwo uszkodzenia rdzenia

⁵ Large Early Release Frequency – prawdopodobieństwo wczesnego wystąpienia dużego uwolnienia do otoczenia, Large Release Frequency – prawdopodobieństwo wystąpienia dużego uwolnienia do otoczenia

rych zakres określony jest nieco dokładniej w rozporządzeniu Rady Ministrów z dnia 31 sierpnia 2012 r. [2]. Zgodnie z nim inwestor zobowiązany jest do wykonania probabilistycznej analizy bezpieczeństwa na poziomie pierwszym i drugim⁶ natomiast nie musi jej wykonywać na poziomie trzecim. Polska nie różni się w tym względzie od innych krajów świata, choć w kilku krajach sformułowania w przepisach prowadzą w konsekwencji do konieczności wykonania PSA na poziomie trzecim. Taka sytuacja ma miejsce w Wielkiej Brytanii i w Holandii.

W polskich przepisach określone zostały również kryteria akceptacji prawdopodobieństwa wystąpienia określonych postulowanych zdarzeń inicjujących. Zostały one sprecyzowane w wyżej wymienionym rozporządzeniu Rady Ministrów w załączniku nr 1. Duża degradacja paliwa, w tym stopień rdzenia reaktora i uwolnienie do środowiska substancji promieniotwórczych jest akceptowalne na poziomie wystąpienia mniejszym niż raz na 100 000 lat pracy reaktora (CDF mniejsze niż 10^{-5} na rok), zaś bardzo duże uwolnienie do środowiska substancji promieniotwórczych, czyli hipotetyczna awaria ciężka z uszkodzeniem pierwotnej obudowy bezpieczeństwa reaktora, jest akceptowalne na poziomie wystąpienia mniejszym niż raz na 1 000 000 lat pracy reaktora (LRF mniejsze niż 10^{-6} na rok). Należy mieć to na względzie zanim rozpocznie się wykonywanie analizy probabilistycznej na poziomie trzecim.

Metodologia wykonywania analiz probabilistycznych została sformułowana w wytycznych bezpieczeństwa Międzynarodowej Agencji Energii Atomowej (MAEA). Są to pozycje z serii Safety Guides: SSG-3 „Tworzenie i stosowanie probabilistycznej analizy bezpieczeństwa elektrowni jądrowych na poziomie 1” z 2010 [3] i SSG-4 „Tworzenie i stosowanie probabilistycznej analizy bezpieczeństwa elektrowni jądrowych na poziomie 2” z 2010 [4]. Niestety analogiczna pozycja odnosząca się do analiz probabilistycznych na poziomie trzecim z 1996 (Safety Series No. 50-P-12) straciła mocno na aktualności i nie można jej polecić jako źródło gdyż została wprost oznaczona przez MAEA jako „nieaktualna”. Na szczęście prace nad nową wersją wytycznych są mocno zaawansowane i wkrótce należy się spodziewać nowej pozycji MAEA w tym zakresie.

Metryki

Wyniki analiz najczęściej mają formę liczbową. Określają stan wielu różnych parametrów. Jest oczywiste, że przytoczenie wielkiej liczby wyników w postaci liczbowej jest mało przejrzyste i praktycznie czytelne tylko dla specjalistów. Dodatkowym utrudnieniem jest to, że na ogół wyniki nie są porównywalne dla różnych elektrowni jądrowych. Jest to oczywiste gdyż istnieje wielka różnorodność ich konstrukcji. Przykładowo, możemy analizować wytwornicę pary, która jest urządzeniem charakterystycznym dla reaktorów ciśnieniowych. Ale w reaktorach wrzających wytwornicy nie ma - więc pole do porównań jest utrudnione. Jak widać istnieje pewna trudność w zaproponowaniu takich wielkości tzw. metryk, które mogą być w miarę przejrzyste i porównywalne a jednocześnie odzwierciedlać ryzyko związane z awariami w elektrowniach jądrowych. Istnieje

trudność w znalezieniu dobrej metryki gdyż wykorzystywane wielkości reprezentują często trudne do opisanego pojęcia, słabo przemawiają do wyobraźni i są skierowane do specjalistów. Tymczasem powinny istnieć też takie wielkości, które byłyby czytelne dla przeciętnego obywatela. W zasadzie metryki powinny być również treściwe i użyteczne dla przemysłu, regulatorów i organizacji technicznych.

W przypadku PSA 1 i PSA 2 wprowadzono metryki – CDF, LRF i LERF. Nadal jednak reprezentują one wielkości, które naberają znaczenia głównie dla specjalistów. W przypadku PSA 3 postać wyników jest nieco inna tj. mniej techniczna. Z tego powodu zakres poszukiwań wielkości służących przedstawieniu wyników jest większy i znalezienie względnie uniwersalnych metryk jest nieco łatwiejsze.

Ogólnie metryki dla PSA 3 powinny wzbudzać większą wrażliwość dla kultury bezpieczeństwa oraz zwiększać odpowiedzialność przemysłu. Dobrym wzorem są metryki odwołujące się do bezpośrednich konsekwencji np. liczby zachorowań na choroby nowotworowe albo liczby zgonów następujących w wyniku awarii jądrowych. Choć mogą wywoływać strach w społeczeństwie to ewidentnie są bardziej zrozumiałe dla społeczeństwa. Inną drogą jest ujmowanie rozpatrywanych wielkości w formie porównawczej czyli poprzez skonfrontowanie wyników dla energetyki jądrowej z wynikami w innych branżach przemysłu lub innych formach działalności ludzkiej. Dzięki temu wyniki analiz stają się bardziej zrozumiałe i bardziej obiektywne.

Nie do pominięcia są aspekty komunikacyjne z różnymi agencjami rządowymi. PSA 3 dostarcza istotnych informacji dla podejmowania decyzji w sprawie ochrony środowiska, planowania awaryjnego, planowania użytkowania ziemi.

Rezultaty PSA 3 dają również wiele cennych informacji wykorzystywanych do komunikowania się z zagranicznymi partnerami działającymi w ramach konwencji międzynarodowych lub porozumień bilateralnych.

Poniżej wymieniono przykłady metryk :

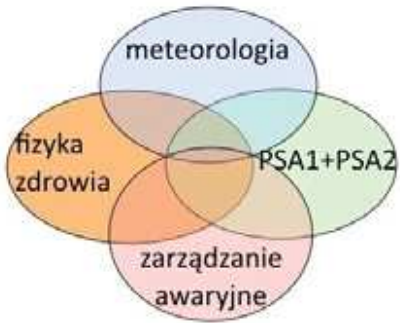
- krótkookresowa dawka indywidualna,
- długookresowa dawka indywidualna,
- indywidualne ryzyko wczesnego zgonu,
- indywidualne ryzyko późnego zgonu,
- średnie roczne ryzyko zachorowania dla populacji,
- maksymalne indywidualne roczne ryzyko zachorowania,
- powierzchnia kontaminacji ziemi,
- koszt finansowy.

Wykonywanie probabilistycznej analizy bezpieczeństwa na poziomie trzecim

Analiza PSA3 jest kombinacją czterech dużych obszarów wiedzy (rys. 2):

- znajomości pogody oraz obliczeń dyspersyjnych w atmosferze,
- znajomości wyników PSA1 i PSA2,
- znajomości procedur reagowania awaryjnego,
- znajomości skutków zdrowotnych oddziaływania substancji promieniotwórczych.

⁶ wymóg nie obowiązuje w stosunku do eksploatowanych obiektów jądrowych np. reaktora badawczego „Maria”

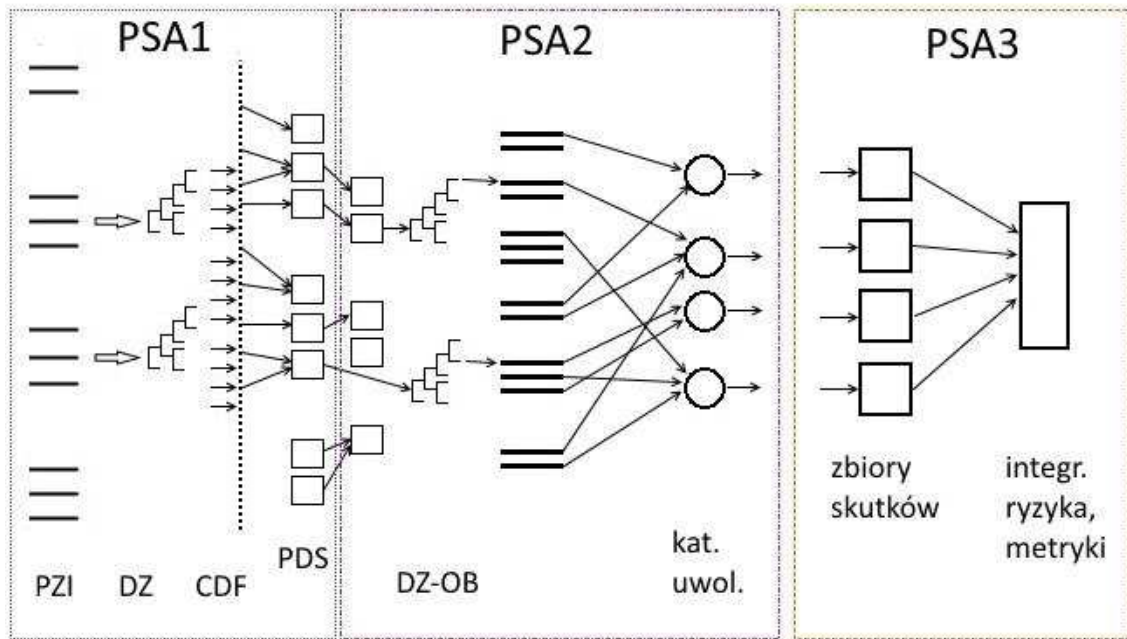


Rys. 2. Cztery elementy PSA3
Fig. 2. The four elements of PSA3

Przeprowadzenie PSA3 nie jest możliwe bez wykonywania analiz probabilistycznych na poziomie 1 i 2. Nie można takiej analizy zacząć „od zera”. Wpierw musi być wykonany ciąg analiz probabilistycznych na poziomie pierwszym potem

na poziomie drugim i dopiero otrzymane wyniki mogą być dostosowane do postaci wymaganej jako dane wejściowe do PSA3. Ten ciąg postępowania zilustrowano na rys. 3.

Z punktu widzenia wykonywania PSA3 istotne jest by na początek zostały obliczone człony źródłowe (source terms). Jest to jeden z wyników analiz PSA2 oraz obliczeń awarii ciężkich. Człony źródłowe określają wpływ substancji promieniotwórczych z obiektu w przypadku różnych scenariuszy awaryjnych. Oznacza to, że muszą one najpierw wydostać się z paliwa, następnie opuścić obieg pierwotny, przedostać się pod obudowę bezpieczeństwa, a na koniec wydostać się z niej do otoczenia. Przedstawiona droga uwolnienia jest przedmiotem analiz dotyczących awarii ciężkich. Liczba różnych pierwiastków, które mogą się uwolnić jest znaczna, ale można je podzielić na grupy o podobnych właściwościach zgodnie z zaleceniami Międzynarodowej Agencji Energii Atomowej. Podział na grupy przedstawiono poniżej, w tabeli nr 1.



Rys. 3. Ciąg kroków niezbędnych do wykonania analizy probabilistycznej na poziomie trzecim. Oznaczenia: PZI – postulowane zdarzenia inicjujące, DZ – drzewa zdarzeń, CDF – prawdopodobieństwo uszkodzenia rdzenia, PDS – stany uszkodzenia obiektu, DZ-OB – drzewa zdarzeń obudowy bezpieczeństwa, kat. uwol. – uwolnienia podzielone według kategorii,
Fig. 3. The sequence of steps necessary to perform Probabilistic Safety Assessment on level 3. Abbreviations: PZI – initiating events, DZ – event trees, CDF – Core Damage Frequency, PDS – Plant Damage States, DZ-OB containment event trees, kat.uwol. – release categories, integr. ryzyka, metryki – risk integration, risk metrics

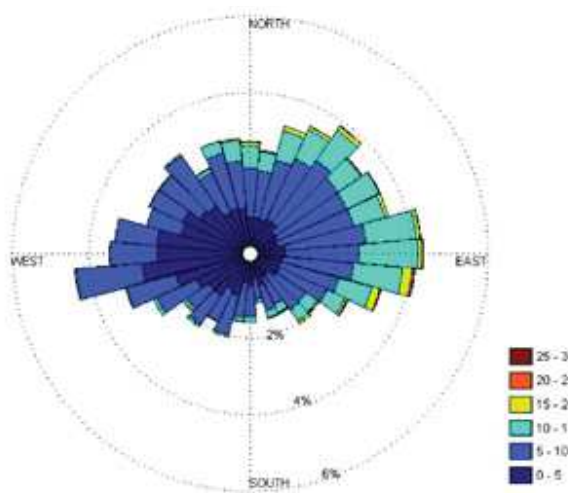
Tabela 1. Podział na grupy substancji uwalnianych do atmosfery

| nr | grupa | substancja |
|----|-----------------|-------------------------------|
| 1 | gazy szlachetne | Xe, Kr |
| 2 | I | I, Br |
| 3 | Cs | Cs, Rb |
| 4 | Te | Te, Bs, Se |
| 5 | Ba | Ba, Sr |
| 6 | Ru | Ru, Rh, Pd, Mo, Tc |
| 7 | Lantanowce | La, Zr, Nd, Eu, Nb, Pr, Sm, Y |

| | | |
|----|--|---|
| 8 | transuranowce | Ce, Pu, Np. |
| | grupy nr 2 i 3 często dzielone są dodatkowo: | |
| 9 | I (gaz) | I ₂ , CH ₃ I, HI |
| 10 | I (aerozol) | CsI ₂ |
| 11 | Cs | długozyciowy, efekt rozerwania zbiornika reaktora |

Dzięki takiemu podziałowi na grupy można zmniejszyć ilość obliczeń zachowując względnie dobrą dokładność wyników. Pogrupowane człony źródłowe stanowią trzon danych wejściowych dla przeprowadzenia PSA3. Kolejnym krokiem jest określenie rozprzestrzeniania się substancji promieniotwórczych w środowisku. Głównym ośrodkiem propagacji jest powietrze. W związku z tym niezbędne jest wykorzystanie modeli transportu i dyfuzji cząstek w powietrzu i połączeniu ich z danymi meteorologicznymi. Do modelowania dyfuzji cząstek w powietrzu dość chętnie wykorzystywany jest model propagacji Gaussa, który jest zgrubny, ale jednocześnie nie wymagający długotrwałych obliczeń.

Następnym elementem niezbędnym do przeprowadzenia wyliczeń jest określenie warunków meteorologicznych. Obejmują one dane dla konkretnej lokalizacji tj. niezbędne są informacje o kierunku wiatru, prędkości wiatru, kategorii stabilności warunków, wielkości opadów oraz warstwie mieszanania. Istotne jest to, że próbka danych meteorologicznych musi być znacząca. Dane powinny być gromadzone w odstępach godzinnych przez co najmniej jeden rok. Jeśli to możliwe to dane powinny obejmować nawet okres kilku lat. Niektóre obliczenia wykonywane są dla stałych warunków pogodowych inne dla uśrednionych zmiennych warunków. W przypadku braku wystarczającej ilości danych zdarza się, że są one uzupełniane na podstawie wiedzy eksperckiej. Na rys. 4 przedstawiono przykładowo różę wiatrów wokół obiektu uwzględniającą siłę wiatrów. Przedstawia ona dane zebrane co godzinę przez okres dwóch lat. Z wykresu można odczytać, że najwięcej wiatrów jest na kierunku zachodnim i wschodnim. Widać również, że w kierunku wschodnim wiatr wieje z większą z większą prędkością, co okazują pola w kolorze żółtym w zakresie prędkości 15-20 m/s. Takich wiatrów nie ma w innych kierunkach co daje informację, że zasięg potencjalnych skażeń będzie największy w kierunku wschodnim.



Rys. 4. Statystyka wiatrów według kierunku i prędkości
Fig. 4. Wind rose including wind direction and velocity

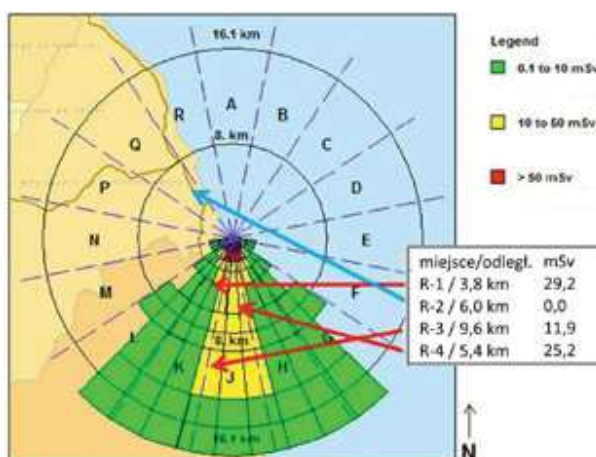
Do obliczeń niezbędna jest też wiedza na temat tzw. stabilności atmosferycznej. Mówi ona o zdolności utrzymywania się cząstek w atmosferze, a tym samym informuje o dodatkowych cechach dyfuzyjnych. Przyjmuje się, że jest sześć klas stabilności od A do F, gdzie A oznacza najmniej stabilne warunki zaś F najbardziej stabilne. Podział na klasy odwołuje się do prędkości wiatru, nasłonecznienia i wielkości zachmurzenia oraz pory dnia lub nocy.

Integralną częścią obliczeń jest przygotowanie danych odnośnie gęstości zaludnienia wokół elektrowni. Jeśli ocena skutków awarii ma być podstawą do przygotowania działań awaryjnych to gęstość zaludnienia da nam informacje o ilości osób, które mogą być potencjalnie zagrożone.

Wykonanie obliczeń PSA3 polega na przygotowaniu obszernego bloku tablic, tzw. „kostek” z danymi wejściowymi, następnie wykonaniu wielokrotnych obliczeń dla poszczególnych kostek z danymi, nałożeniu na wyniki danych demograficznych i ostatecznie na zsumowaniu rezultatów.

Przygotowanie danych wejściowych jest dość trudne i długotrwałe. Każdy wiersz z danymi wymaga danych o członach źródłowych w danej godzinie. Każda godzina uwolnienia substancji promieniotwórczych ma swój blok z danymi co oznacza, że zapisywane są dane z całego okresu uwolnienia. Poszczególne bloki z danymi o uwolnieniach są następnie mnożone przez dane z tabel meteorologicznych. Liczbę poszczególnych pojedynczych obliczeń można określić na kilkadziesiąt tysięcy.

W efekcie otrzymuje się potencjalne skażenia na danym obszarze i po uwzględnieniu danych demograficznych można ostatecznie określić przewidywane zagrożenie dla pojedynczej osoby. Ostatecznie można stworzyć mapkę zagrożenia od uwolnionych substancji promieniotwórczych dla otoczenia elektrowni. Przykładowy wynik przedstawiono na rys. 5. Widać na nim, że największe zagrożenie jest na kierunku południowym w odległości do jednego kilometra. W kierunku wschodnim i północno wschodnim zagrożenia praktycznie nie ma.



Rys. 5. Mapa zagrożenia dla otoczenia elektrowni jądrowej
Fig. 5. Plant environment risk map

(źródło: rys. Palo Verde Nuclear Station w Meksyku)

PSA3 a zarządzanie kryzysowe

Otrzymane wyniki końcowe z analiz probabilistycznych na poziomie trzecim bardzo przypominają prognozy przeprowadzane w warunkach zarządzania kryzysowego. W obu przypadkach można otrzymać wyniki przykładowo w postaci mapki dawki pochłoniętej. Stąd może powstać zamieszanie u niezorientowanego odbiorcy, jaka jest różnica między wynikami PSA3 i prognozowaniem w warunkach zarządzania kryzysowego. Dzieje się tak ponieważ jednym z narzędzi wykorzystywanych w warunkach zarządzania kryzysowego są programy komputerowe służące do prognozowania rozwoju sytuacji. Pogrymy te podobnie jak w przypadku probabilistycznej analizy bezpieczeństwa na poziomie trzecim wykorzystują dane meteorologiczne oraz modele dyfuzji cząstek w atmosferze. Niezbędne dane obejmują też człony źródłowe. Niektóre wyniki otrzymywane z programów dotyczą takich samych wielkości np. aktywności skażeń, mocy dawki lub dawki pochłoniętej.

Istnieje jednak zasadnicza różnica pomiędzy prognozowaniem w warunkach awaryjnych a obliczeniami PSA3. W przypadku działań kryzysowych prognozy wykonywane są dla czasu rzeczywistego, dla warunków aktualnych i prognozowanych na kilkadziesiąt godzin naprzód. Na podstawie przybliżonych i rzeczywistych uwolnień substancji promieniotwórczych z obiektu jądrowego dokonywana jest prognoza wykorzystująca aktualne i prognozowane warunki meteorologiczne. Daje to obraz spodziewanego zagrożenia dla bieżącej sytuacji. Tymczasem obliczenia probabilistyczne nie są wykonywane dla bieżącej sytuacji. Choć mogą dotyczyć tego samego obiektu, analiza probabilistyczna wykonywana jest dla warunków uśrednionych opartych o dane historyczne i służy jedynie do wczesnego planowania działań w warunkach zagrożenia.

Podsumowanie

Mimo, że liczba wykonanych analiz probabilistycznych na poziomie trzecim jest dość mała to jednak powszechnie panuje przekonanie, że taka analiza jest bardzo przydatna. Istnieje spore zainteresowanie odnośnie sposobu jej wykonywania. Otrzymane rezultaty dają informacje odnośnie planowania awaryjnego oraz zmniejszania skutków awarii dzięki temu, że

z góry dają obraz najbardziej prawdopodobnych kierunków ewentualnego zagrożenia jak również ułatwiają podejmowanie decyzji na podstawie znajomości ryzyka włącznie z planowaniem awaryjnym.

Wyniki analiz dają w znacznym stopniu możliwość dokonania oceny zgodności zastosowanych rozwiązań z wymogami bezpieczeństwa a niektórzy wręcz oceniają, że jest to na tyle przydatne narzędzie, że można je wykorzystać przy ocenie lokalizacji nowych elektrowni.

Probabilistyczna analiza bezpieczeństwa na poziomie trzecim obarczona jest też kilkoma wadami, które mogą utrudniać ocenę wyników. Mimo to końcowa ocena sensu wykonywania probabilistycznej analizy bezpieczeństwa na poziomie trzecim, jak wspomniano, jest jednak pozytywna. Ocenia się, że jeśli już została wykonana to bardzo ułatwia podejmowanie rozsądnych, przemyślanych decyzji odnośnie bezpieczeństwa elektrowni jądrowych.

Literatura

- [1] Dz. Ustaw z dnia 4 listopada 2014 poz.1512, Obwieszczenie Marszałka Sejmu RP z dnia 17 września 2014, „W sprawie ogłoszenia jednolitego tekstu ustawy – Prawo atomowe”.
- [2] Dz. Ustaw z dnia 20 września 2012 poz. 1043, Rozporządzenie RM z dnia 31 sierpnia 2012 „W sprawie zakresu i sposobu przeprowadzania analiz bezpieczeństwa przeprowadzanych przed wystąpieniem z wnioskiem o wydanie zezwolenia na budowę obiektu jądrowego oraz zakresu wstępnego raportu bezpieczeństwa dla obiektu jądrowego”.
- [3] IAEA, Development and Application of Level 1 Probabilistic Safety Assessment for Nuclear Power Plants, IAEA Safety Standards Series No. SSG-3, IAEA, Vienna 2010.
- [4] IAEA, Development and Application of Level 2 Probabilistic Safety Assessment for Nuclear Power Plants, IAEA Safety Standards Series No. SSG-4, IAEA, Vienna 2010.

Dużą część artykułu oparto o materiały z dyskusji ze spotkań roboczych MAEA.

*dr inż. Ernest Staroń,
Państwowa Agencja Atomistyki,
Warszawa*