

PROBABILISTYCZNA ANALIZA BEZPIECZEŃSTWA NOWYCH REAKTORÓW JĄDROWYCH

Ernest Staroń

Wprowadzenie

Postępujący rozwój technologii reaktorowych, technik cyfrowych, metod zarządzania i wielu innych dziedzin powoduje, że rosną wymagania zarówno wobec istniejących elektrowni, jak również, w jeszcze większym stopniu, wobec nowych konstrukcji reaktorowych. Nieoptymalizowane rozwiązania, ubezpieczone dużymi współczynnikami bezpieczeństwa są dzisiaj w praktyce mało atrakcyjne. Inwestorzy, konstruktorzy, czy osoby z dozoru jądrowego chcą większej dokładności, większej pewności wykonywanych analiz by móc podejmować przemyślane decyzje. Każde rozwiązanie powinno być uzasadnione w oparciu o obliczenia uwzględniające wyniki eksperymentów i doświadczenia eksploatacyjne lub inne czynniki bazujące na wiedzy i racjonalizmie. Czynniki niepewności powinien być minimalizowany zaś odwoływanie się do subiektywnych poglądów powinno być praktycznie eliminowane. Czynniki „wycucia inżynierskiego” powinny być natomiast zaprzężony do krytycznej analizy otrzymanych wyników. Niestety, wadą tego typu podejścia jest konieczność ponoszenia znaczących nakładów finansowych związanych z zatrudnieniem wysokiej klasy specjalistów i wykonywaniem licznych prac badawczych.

Istotnym elementem służącym podejmowaniu właściwych decyzji jest wykonywanie analiz deterministycznych i probabilistycznych. W artykule przedstawiono pokrótce podejście probabilistyczne służące ocenie bezpieczeństwa nowych reaktorów. Dzisiaj, ocena rozwiązań zastosowanych w elektrowni bez wykorzystania analizy probabilistycznej nie jest praktycznie możliwa.

Probabilistyczne analizy bezpieczeństwa

Probabilistyczne analizy bezpieczeństwa¹⁾ przeprowadzane dla obecnie eksploatowanych elektrowni jądrowych wykonywane są w szerokim zakresie i dla różnych warunków eksploatacyjnych.

Precyzja wykonywanych analiz jest duża. Wiąże się to z ciągle rosnącym doświadczeniem analityków jak również z dostępem do dużych baz danych niezawodnościowych i eksploatacyjnych urządzeń i systemów. Dla porządku należy dodać, że dostęp do tego typu danych jest ograniczony.

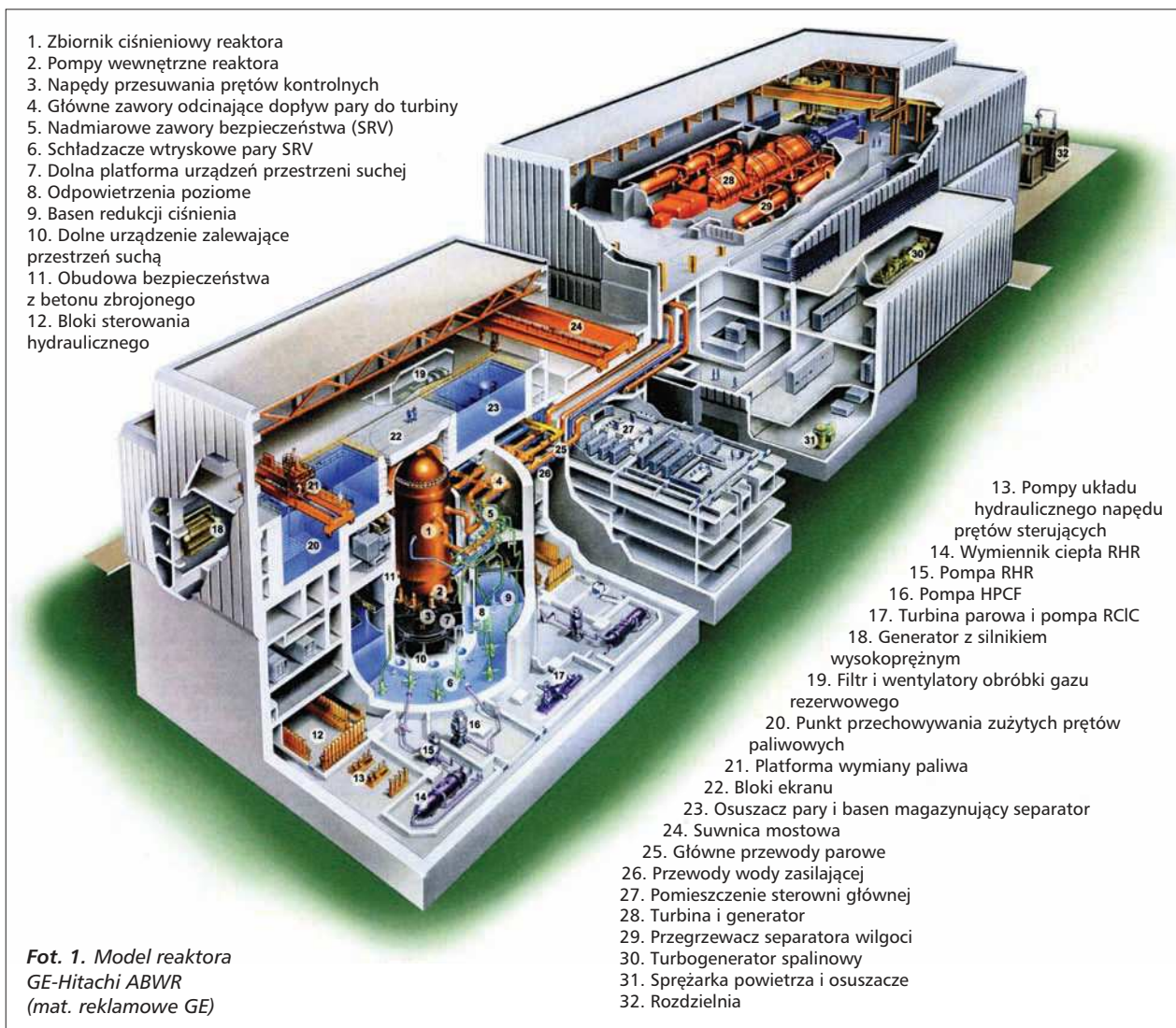
Inaczej wygląda sytuacja z wykonywaniem analizy nowego projektu reaktora jądrowego, która wiązać się będzie z licznymi wyzwaniami różniącymi się w zależności od rozpatrywanego projektu. W niektórych projektach proponowane rozwiązania będą na tyle specyficzne, że nie będą miały odniesienia do istniejących obiektów. Problemem staje się posiadanie danych dotyczących nowych rozwiązań, urządzeń lub systemów ponieważ na ogół takich danych zwyczajnie nie ma. W związku z tym należy się liczyć ze zwiększeniem niepewności obliczeń ryzyka działania lub awarii urządzeń i systemów. Nadal jednak wykonywanie obliczeń probabilistycznych okazuje się skuteczne i mimo wymienionych kłopotów z wykonywaniem PSA nowych lub zaawansowanych reaktorów, są one uznawane za bardzo ważny element poprawy bezpieczeństwa i polepszania parametrów eksploatacyjnych elektrowni.

„Nowy” reaktor jądrowy

Co można rozumieć pod pojęciem „nowego” reaktora? Dzisiaj pod tym pojęciem należy rozumieć konstrukcje znajdujące się w końcowej fazie licencjonowania, takie które w niedługim czasie tzn. kilku lat znajdą się w komercyjnej eksploatacji. Nieco różnią się od „reaktorów zaawansowanych” będących nadal w fazie badawczej. Nowe reaktory mogą nie mieć jeszcze dopracowanych wszystkich rozwiązań i z pewnością nie można mówić w ich przypadku o dającej się wykorzystać historii eksploatacyjnej. Podobny problem występuje jeżeli chodzi o scenariusze powodzenia lub niepowodzenia zdarzeń, ponieważ zastosowane rozwiązania często mają charakter nowatorski, niespotykany w obecnie eksploatowanych reaktorach. Wymienione trudności

¹⁾ Ang. Probabilistic Safety Assessment (PSA); w dalszej części artykułu, w niektórych miejscach, dla wygody stosowano skrót angielski.

1. Zbiornik ciśnieniowy reaktora
2. Pompy wewnętrzne reaktora
3. Napędy przesuwania prętów kontrolnych
4. Główne zawory odcinające dopływ pary do turbiny
5. Nadmiarowe zawory bezpieczeństwa (SRV)
6. Schładzacz wtryskowy pary SRV
7. Dolna platforma urządzeń przestrzeni suchej
8. Odpowietrzenia poziome
9. Basen redukcji ciśnienia
10. Dolne urządzenie zalewające przestrzeń suchą
11. Obudowa bezpieczeństwa z betonu zbrojonego
12. Bloki sterowania hydraulicznego

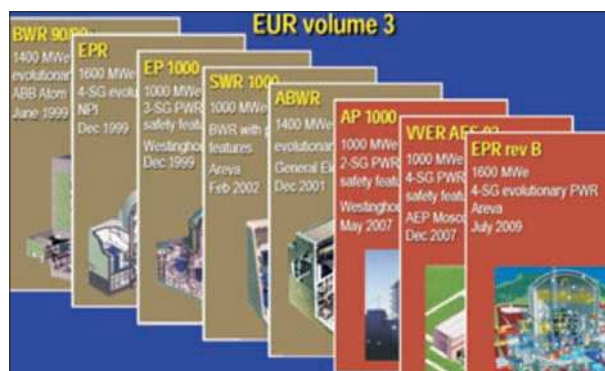


Fot. 1. Model reaktora
GE-Hitachi ABWR
(mat. reklamowe GE)

13. Pompy układu hydraulicznego napędu prętów sterujących
14. Wymiennik ciepła RHR
15. Pompa RHR
16. Pompa HPCF
17. Turbina parowa i pompa RCIC
18. Generator z silnikiem wysokoprężnym
19. Filtr i wentylatory obróbki gazu rezerwowego
20. Punkt przechowywania zużytych prętów paliwowych
21. Platforma wymiany paliwa
22. Bloki ekranu
23. Osuszacz pary i basen magazynujący separator
24. Sawnica mostowa
25. Główne przewody parowe
26. Przewody wody zasilającej
27. Pomieszczenie sterowni głównej
28. Turbina i generator
29. Przegrzewacz separatora wilgoci
30. Turbogenerator spalinowy
31. Sprężarka powietrza i osuszacze
32. Rozdzielnia

wpływają na różne aspekty oceny bezpieczeństwa. Przykładowo, wyniki liczbowe mogą być obarczone większą niepewnością albo niezbędne jest wykonanie większej ilości obliczeń obejmujących różne przypadki zdarzeń.

Aby nieco ułatwić zorientowanie się, które projekty można traktować jako nowe: można przyjąć, że US NRC²⁾ zalicza do nich te, które są w fazie licencjonowania lub w trakcie prac prowadzących do uzyskania łącznego zezwolenia na budowę i eksploatację reaktora. Dotyczy to takich reaktorów jak: US ABWR (GE-Hitachi + Toshiba), przedstawiony na fot. 1, AP1000 (Westinghouse), ESBWR (GE-Hitachi), US EPR (Areva) oraz US APWR (Mitsubishi). Poza sferą związaną z amerykańskim licencjonowaniem, do nowych reaktorów można również zaliczyć rosyjski projekt AES-2006 bazujący na AES-92 oraz francuski EPR, które uzyskały certyfikat zgodności z wymaganiami EUR³⁾ [1].



Fot. 2. EUR, tomu nr 3 dot. nowych elektrowni jądrowych

Wspomniane wymagania EUR zostały sformułowane przez czołowych operatorów i projektantów elektrowni jądrowych w celu określenia wymagań dla nowych reaktorów jądrowych, które byłyby do zaakceptowania przez wszystkie dozory jądrowe

2) US NRC – amerykański dozór jądrowy.

3) European Utility Requirements, organizacja EUR, <http://www.europeanutilityrequirements.org>.



Fot. 3. Skomputeryzowana sterownia reaktora EPR (mat. reklamowe AREVA)



Fot. 4. Świerk – widok na pomieszczenie sterowni reaktora MARIA

fot. z archiwum Narodowego Centrum Badań Jądrowych

ARTYKUŁY

w Europie. Nowe konstrukcje spełniające wymagania EUR opisane są w tomie nr 3 wymagań EUR (fot. 2). Niestety dostęp do tego tomu jest możliwy tylko dla członków organizacji EUR lub po wniesieniu stosownej opłaty.

Do nowych reaktorów prawdopodobnie można zaliczyć jeszcze inne projekty, ale dokładne wyliczenie tego typu projektów nie jest istotne dla niniejszego artykułu.

Cechą charakterystyczną nowych reaktorów jest szersze, w porównaniu do obecnie eksploatowanych reaktorów, wykorzystanie rozwiązań pasywnych i zastosowanie technik cyfrowych. Do rozwiązań pasywnych można zaliczyć przykładowo system odbioru ciepła za pomocą powietrza atmosferycznego, chwytacz stopionego rdzenia i system szybkiego wstrzykiwania wody borowej do obiegu pierwotnego, pasywny system chłodzenia obudowy bezpieczeństwa i inne. Jeśli chodzi o zastosowanie technik cyfrowych to przede wszystkim zauważalny jest cyfrowy system sterowania i pomiarów⁴⁾, którego ocena niezawodnościowa sprawia bardzo dużo kłopotów. Ocenie tego układu poświęcono liczne konferencje i prace oraz projekty badawcze. Zastosowane rozwiązania wykorzystujące techniki cyfrowe skoncentrowane są w skomputeryzowanej sterowni, której przykład przedstawiono na fot. 3. Jej wygląd zdecydowanie różni się od tradycyjnej sterowni, np. sterowni reaktora MARIA (fot. 4).

Nierozłączną częścią zastosowania technik cyfrowych są ewentualne problemy wiążące się z oprogramowaniem. W historii stosowania systemów cyfrowych, niejednokrotnie w różnych gałęziach przemysłu, dochodziło do awarii na skutek uaktywnienia się błędów w oprogramowaniu. Nie do pominięcia są również czynniki związane ze starzeniem się sprzętu komputerowego.

Uzasadnione jest zatem stwierdzenie, że zastosowanie, teoretycznie lepszych, nowych rozwiązań,

urządzeń i systemów, niekoniecznie wiąże się z natychmiastowym, łatwym do udowodnienia poprawieniem parametrów i wskaźników opisujących jakość i bezpieczeństwo elektrowni jądrowych.

Regulacje dotyczące nowych reaktorów

Wymienione trudności zostały oczywiście na świecie zauważone i w odpowiedzi uruchomiono wiele projektów badawczych mających na celu zmniejszenie zakresu niewiedzy lub niepewności. W szczególności problem dotknął regulatorów jądrowych, którzy stanęli wobec sytuacji wymagającej nowych danych i metod, a czasami nowych narzędzi aby móc przeprowadzić należyłą ocenę bezpieczeństwa zaproponowanych rozwiązań.

Amerykański dozór jądrowy reagując na zaistniałą sytuację, wzmocnił rolę probabilistycznych analiz bezpieczeństwa, stwierdzając, że końcowy raport bezpieczeństwa musi zawierać wystarczającą ilość informacji do oceny zagrożenia dla zdrowia publicznego i bezpiecznej eksploatacji nowej elektrowni jądrowej [2]. NRC oceniło, że akceptacja ryzyka dla zdrowia i bezpieczeństwa publicznego musi być wynikiem należytej i sumiennej interpretacji wyników obliczeń PSA obejmujących awarie ciężkie dla konkretnej elektrowni. Interpretacja ta musi uwzględniać najlepszą wiedzę i doświadczenie zespołu analitycznego. Aktualizacja przepisów amerykańskich zobowiązała posiadacza łącznego zezwolenia na budowę i eksploatację elektrowni do tego by sporządzoną analizę probabilistyczną nieustannie uaktualniać i uzupełniać aż do końca funkcjonowania elektrowni.

Zastosowanie PSA powinno rozpocząć się już w fazie projektowania elektrowni poprzez:

- identyfikację potencjalnych rozwiązań projektowych i słabości eksploatacyjnych, które

⁴⁾ Ang. Instrumentation and Control – I&C.

w przypadku awarii mogą doprowadzić do uszkodzenia rdzenia reaktora, obudowy bezpieczeństwa, a w końcowym efekcie przedostania się produktów rozszczepienia do otoczenia;

- redukcję lub eliminację czynników wpływających istotnie na składniki ryzyka w istniejących obiektach, a które można wykorzystać i zastosować w nowych projektach poprzez wprowadzenie odpowiednich rozwiązań i wymagań;
- wybór spośród alternatywnych rozwiązań, odpowiednich strategii operacyjnych i opcji projektowych.

Obliczenia PSA powinny pozwalać m.in. na:

1. identyfikację działań opartych o informację o ryzyku,
2. zademonstrowanie do jakiego stopnia ryzyko wystąpienia określonych zdarzeń dla nowych reaktorów wychodzi naprzeciw kryteriom akceptacji określonych w przepisach,
3. ocenę aspektów związanych z przewidywanymi działaniami prewencyjnymi oraz zmniejszającymi skutki awarii.

Polskie przepisy uwzględniają konieczność wykonywania analiz probabilistycznych. Określone zostały również kryteria akceptacji prawdopodobieństwa wystąpienia postulowanych zdarzeń inicjujących PZI⁵⁾. Zostały one sprecyzowane w Rozporządzeniu Rady Ministrów z dnia 31 sierpnia 2012 r. w załączniku nr 1 [3]. Duża degradacja paliwa, w tym stopień rdzenia reaktora i uwolnienie do środowiska substancji promieniotwórczych są akceptowalne na poziomie wystąpienia mniejszym niż raz na 100 000 lat pracy reaktora (CDF⁶⁾ 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 akceptowalna na poziomie wystąpienia mniejszym niż raz na 1 000 000 lat pracy reaktora (LRF⁷⁾ i LERF⁸⁾ mniejsze niż 10^{-6} na rok).

Zakres i stopień dokładności PSA

Analizy PSA podzielone zostały na 2 poziomy. PSA na poziomie 1 oznacza analizę projektu i eksploatacji obiektu skoncentrowaną na sekwencjach awaryjnych, które mogą prowadzić do stopienia rdzenia w połączeniu z określeniem wartości liczbowej częstości wystąpienia danej sekwencji. W analizie tej nacisk położony jest na rozpoznanie sekwencji awaryjnych, jej określeniu, zdefiniowaniu i wybraniu takich zdarzeń inicjujących, które

mogą prowadzić do uszkodzenia rdzenia. Numerycznym efektem końcowym PSA na poziomie 1 jest wartość liczbowa uszkodzenia rdzenia podawana jako CDF.

PSA na poziomie 2 to analiza procesów fizycznych zachodzących w trakcie awarii elektrowni jądrowej, w tym zniszczenia rdzenia i obudowy bezpieczeństwa. Istotą tej analizy jest określenie prawdopodobieństwa wydostania się produktów promieniotwórczych do otoczenia oraz określenie czasu i przewidywanej intensywności. Numerycznym efektem końcowym PSA na poziomie 2 jest podanie prawdopodobieństwa wydostania się produktów rozszczepienia jako wartości LRF.

Skutki dla otoczenia nie są jedynym kryterium podziału rodzajów PSA. Analiza może być przeprowadzona dla zdarzeń inicjujących wewnętrznych spowodowanych przez błędy lub usterki urządzeń technologicznych. Do tej grupy należy zaliczyć również zdarzenia spowodowane przez błędy ludzkie. Inna grupa zdarzeń inicjujących wewnętrznych obejmuje takie zdarzenia, które wywołane są przez zagrożenia inne niż mające źródło w urządzeniach technologicznych. Chodzi tutaj m.in. o wewnętrzny pożar lub zalanie wodą. Do grupy zdarzeń inicjujących zewnętrznych można zaliczyć pożary, uderzenia samolotu, powodzie, trzęsienia ziemi lub inne zdarzenia, które mają swoje źródło na zewnątrz obiektu jądrowego.

PSA powinno również obejmować wszystkie stany eksploatacyjne reaktora czyli rozruch, eksploatację, pracę na niskiej i nominalnej mocy oraz wyłączenie.

Dzięki tak szerokiemu zakresowi PSA, ocena nowych rozwiązań powinna być faktycznie wykonalna. Oprócz tego PSA powinna dokładnie odzwierciedlać aktualny stan projektu, przewidywane problemy konstrukcyjne i działania eksploatacyjne.

W przypadku gdy dokładne informacje pozostawiają duży margines błędu, przykładowo w odniesieniu do szczegółowych tras okablowania i rurociągów w nowych elektrowniach, możliwe jest przyjęcie założeń, takich które można faktycznie uzasadnić. Tym niemniej przyjęte modele powinny pozwalać na identyfikację słabości zastosowanych rozwiązań i w żadnym przypadku nie powinny maskować słabości istotnych z punktu widzenia analiz probabilistycznych. Zwiększony nacisk powinien być położony na modelowanie rozwiązań o charakterze nowatorskim, pasywnym, związanym z oprogramowaniem, zaworami detonacyjnymi oraz uwzględniających niepewność obliczeń cieplno-przepływowych.

⁵⁾ PZI – postulowane zdarzenie inicjujące – zdarzenie zidentyfikowane przy projektowaniu obiektu jądrowego jako mogące prowadzić do przewidywanego zdarzenia eksploatacyjnego lub warunków awaryjnych (Prawo atomowe).

⁶⁾ Core Damage Frequency – prawdopodobieństwo uszkodzenia rdzenia.

⁷⁾ Large Release Frequency – prawdopodobieństwo wystąpienia dużego uwolnienia do otoczenia.

⁸⁾ Large Early Release Frequency – prawdopodobieństwo wczesnego wystąpienia dużego uwolnienia do otoczenia.

IRIDM

IRIDM⁹⁾ jest procesem podejmowania decyzji na podstawie znajomości ryzyka wystąpienia określonego zdarzenia. W szerokim zakresie obejmuje on strukturalny proces uwzględniający wiedzę, doświadczenie i wymagania związane z bezpieczeństwem oraz wymagania stosowane przez dozór. Ukierunkowany jest on na możliwość podejmowania jak najlepszej decyzji. Proces IRIDM przedstawiony jest dość szeroko w różnych materiałach Międzynarodowej Agencji Energii Atomowej np. [4], zaś najważniejsze elementy opisano w materiałach Państwowej Agencji Atomistyki [5].

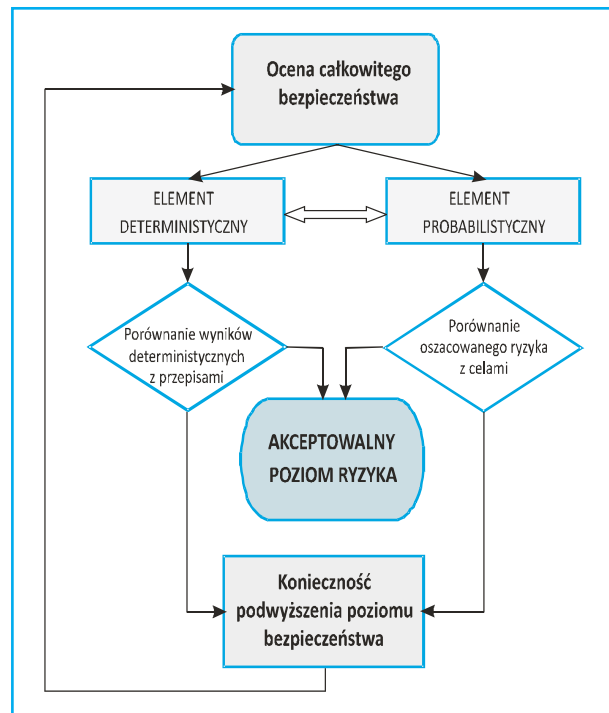
Proces IRIDM koncentruje się przede wszystkim na siedmiu elementach:

- (1) standardach i dobrych praktykach,
- (2) doświadczeniach eksploatacyjnych,
- (3) względach deterministycznych,
- (4) analizie probabilistycznej,
- (5) względach organizacyjnych,
- (6) aspektach związanych z systemem ochrony,
- (7) innych aspektach.

Najistotniejsze w procesie IRIDM jest łączenie wymienionych elementów, zapewnienie ich wzajemnego oddziaływania i włączenie sprzężenia zwrotnego pomiędzy koniecznością podwyższenia poziomu bezpieczeństwa i oceną bezpieczeństwa obiektu. Z punktu widzenia analiz ważne jest, że proces ten niejako zmusza deterministykę i probabilistykę do integracji.

Integracja elementów deterministycznych i probabilistycznych służy ocenie całkowitego bezpieczeństwa obiektu co nabiera jeszcze większego znaczenia w przypadku nowych reaktorów. Schemat integracji przedstawiono na rys. 1. Na schemacie pokazano element deterministyczny i element probabilistyczny analizy bezpieczeństwa. Oba rodzaje analiz wykonywane są prawie niezależnie i zgodnie ze swoją specyfiką. Wyniki analizy deterministycznej sprawdzane są z przepisami i zaleceniami natomiast wyniki probabilistyczne z założonymi celami. Jeśli oba podejścia spełniają wyznaczone kryteria to można uznać, że poziom bezpieczeństwa jest akceptowalny. Jeśli przynajmniej jeden z nich nie spełnia wyznaczonych celów to wówczas niezbędne staje się wprowadzenie przedsięwzięć zwiększających poziom bezpieczeństwa.

W ocenie probabilistycznej należy odpowiedzieć na trzy pytania: co złego może się wydarzyć, z jakim prawdopodobieństwem i jakie mogą być tego konsekwencje? Odpowiedź na te pytania powinna wyrazić się w postaci liczbowej jako prawdopodobieństwo zajścia danego scenariusza. W tym kontekście można stwierdzić, że element probabilistyczny jest zintegrowaną analizą potencjalnych scenariuszy awaryjnych z uwagą, że praktycznie liczba tych



Rys. 1. Integracja elementu deterministycznego i probabilistycznego

scenariuszy jest nieograniczona. Ocena wyników analizy ma charakter ilościowy i określa ryzyko wystąpienia konsekwencji z szerokiego spektrum wewnętrznych i zewnętrznych zagrożeń, uszkodzeń urządzeń i błędów ludzkich.

Efekty PSA

Efekty końcowe analizy probabilistycznej nowego reaktora PSA powinny zawierać informację dotyczącą:

1. Obszarów, gdzie zastosowane nowe rozwiązania są najbardziej efektywne w redukowaniu ryzyka w porównaniu do obecnie eksploatowanych reaktorów.
2. Największego wkładu do wartości ryzyka elementów, takich jak urządzenia lub czynnik ludzki.
3. Największego wkładu do utrzymania „wbudowanego” bezpieczeństwa obiektu i zapewnienie, że ryzyko nie będzie wzrastało do poziomu nieakceptowalnego.
4. Największego wkładu do analizy niepewności.
5. Wrażliwości szacunków ryzyka związanego z niepewnością wynikającą z przyjętych założeń i braku danych eksploatacyjnych.

Projekty, które ewoluowały z istniejących technologii na ogół zawierają rozwiązania mające na celu wzmocnienie bezpieczeństwa, zwiększenie dyspozycyjności i ułatwienie eksploatacji obiektów w porównaniu do obecnie funkcjonujących elektrowni. W konsekwencji wyniki PSA powinny pokazywać, że nowe reaktory stanowią postęp i ryzyko

⁹⁾ IRIDM – ang. Integrated Risk Informed Decision Making.

wystąpienia w nich awarii jest mniejsze niż w starszych obiektach.

Aby to unaocznic, bardzo przydatne byłoby uwzględnienie w raportach porównania analogicznych systemów lub skutków identycznych lub przynajmniej bardzo podobnych postulowanych zdarzeń inicjujących. Analiza tego porównania wskazałaby na główne czynniki wpływające na zwiększenie bezpieczeństwa i zmniejszenie ryzyka wystąpienia określonej hipotetycznej awarii.

Utrzymanie PSA

Zmienione podejście do PSA w nowych reaktorach uwzględnia zagadnienie utrzymywania stanu PSA w należytej kondycji. Praktycznie opracowany powinien być program utrzymania PSA obejmujący:

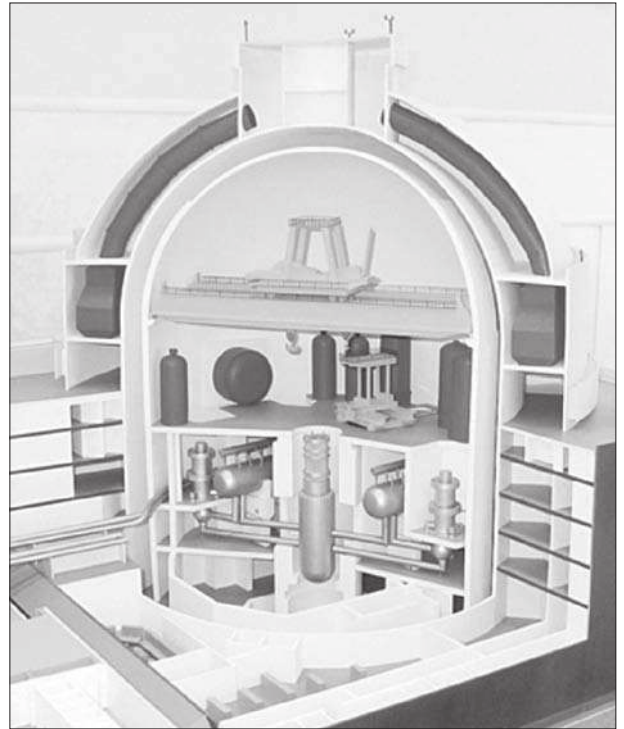
1. Wyjaśnienia, w jaki sposób PSA będzie utrzymywany by odzwierciedlać warunki rzeczywistego projektu, rzeczywistych warunków budowy oraz rzeczywistej eksploatacji elektrowni.
2. Wyjaśnienia, w jaki sposób poprawność techniczna jest zachowana w obszarach, które nie są dokładnie opisane przez normy lub standardy techniczne.
3. Opis stosowania i wykorzystania kryteriów w przeglądach technicznych oraz sposobów późniejszego nimi zarządzania.
4. Opis działań korekcyjnych i efektów sprzężenia zwrotnego okresowej ewaluacji PSA uwzględniającej rzeczywistą konfigurację urządzeń i systemów elektrowni.

Oznacza to konieczność ciągłego wykonywania prac doskonalących zastosowany model i uaktualnianie danych wejściowych dla analiz.

Przykładowe, praktyczne zastosowanie PSA do nowego reaktora

Przedstawione powyżej zalecenia i przepisy znajdują potwierdzenie praktyczne w wykonywanych analizach dla nowych projektów. W materiałach konferencyjnych OECD [6], zaprezentowano artykuł V. Morozova i G. Tokmacheva z Atomenergoprojektu z Moskwy ukazujący ich doświadczenie z wykonywaniem PSA dla nowych projektów reaktorów opartych o konstrukcję AES-2006 (fot. 5). Projekt ten stanowi bazę dla obecnie budowanych lub planowanych elektrowni zaprojektowanych w Rosji.

Podczas prac projektowych widoczne było zaangażowanie przedstawicieli przemysłu, którzy stawiali nawet ostrzejsze wymagania niż określone w przepisach dozorowych. Wykonywanie PSA rozpoczęto już na etapie prac koncepcyjnych w celu określenia, czy poziom redundancji i różnorodności zastosowanych systemów bezpieczeństwa jest wy-



Fot. 5. Model reaktora AES-2006 (mat. reklamowe Rosatom)

starczający. W fazie podstawowej projektowania wykonano w miarę szczegółowy PSA, aby ocenić niektóre szczegółowe rozwiązania włącznie z oceną odporności elektrowni na zagrożenia wewnętrzne i zewnętrzne. Pełny dokładny PSA obejmujący poziom 1 i 2, wszystkie stany eksploatacyjne, zagrożenia wewnętrzne i zewnętrzne, wykonano w fazie dokładnego projektowania, po to, by móc ocenić marginesy bezpieczeństwa. Cały proces projektowania i jednoczesnego wykonywania PSA miał charakter iteracyjny, w którym wnioski z analiz wykorzystywane były do polepszenia projektu. W następnym kroku, dla poprawionego projektu wykonywany był kolejny PSA.

Poważnym problemem, z którym należało sobie poradzić było uwzględnienie czynnika niepewności. Miał on swoje źródło w: niekompletności projektu, nieprecyzyjnych analizach cieplno-przepływowych, braku procedur eksploatacyjnych itd. Poradzono sobie z tym problemem przez zastosowanie podejścia „technologii granicznych”¹⁰⁾, czyli stosowania w miejscach, w których występują niejasności, danych dotyczących znanych technologii, tj. takich które z pewnością nie będą mniej zawodne niż te, które później faktycznie zostaną zastosowane. Klóci się to jednak z regułą najlepszego szacowania zalecaną przy stosowaniu analiz probabilistycznych.

Podczas wykonywania PSA zwracano uwagę by była:

- dobra koordynacja działań pomiędzy zespołem wykonującym PSA a projektantami,

¹⁰⁾ Bounding technology.

- należyta wymiana informacji pomiędzy analitykami wykonującymi analizy deterministyczne i zespołem PSA,
- przeprowadzona kontrola dokumentacji PSA poprzez projektantów,
- prowadzona wymiana informacji między twórcami urządzeń a zespołem PSA,
- stosowana dbałość o zapewnienie jakości dokumentacji PSA.

Wymienione punkty świadczą, że problem wymiany informacji pomiędzy różnymi zespołami ludzkimi miał duże znaczenie dla prowadzenia PSA.

W efekcie, dzięki wykorzystywaniu analizy probabilistycznej podczas prac projektowych nad nowym reaktorem, wprowadzono wiele zmian w stosunku do wyjściowej konstrukcji WWER-1000/320. Przykładowo, zwiększono redundancję i dywersyfikację systemów bezpieczeństwa, dodano kilka systemów przeciwpożarowych, wprowadzono dodatkowe bariery przeciwpożarowe, zastosowano ognioodporne kable czy sprawniejsze chłodzenie łożysk, dodano bariery przeciwpowodziowe, unowocześniono wiele urządzeń, zwiększono odporność na trzęsienia ziemi, czy zastosowano wstępne zarządzanie działaniami na wypadek awarii ciężkich.

Wynik prac projektowych nad nowym reaktorem typu WWER przedstawiono w tabeli 1. Porównano w niej wyniki otrzymane dla CDF i LERF dla istniejącej elektrowni WWER-1000 model 320 z budowaną obecnie elektrownią typu AES-2006 z nowym reaktorem WWER-1200 w Nowoworoneżu. Obliczenia PSA dla nowego reaktora dały imponujący wynik: można stwierdzić, że wskaźniki bezpieczeństwa CDF i LERF zmieniły się o dwa rzędy wielkości. Tak dobry wynik ma główne źródło w zastosowanych systemach pasywnych i zwiększeniu różnorodności układów bezpieczeństwa.

Należy podkreślić, że w tym przypadku możliwe jest porównywanie obliczeń PSA dla różnych reaktorów. Wykonane zostały one przez ten sam zespół według takiej samej metodologii. Zupełnie inna sytuacja występuje, gdy obliczenia wykonywane są przez różne zespoły i dla zupełnie innych konstrukcji. Nie można wpaść w pułapkę porównywania bezpieczeństwa różnych konstrukcji na podstawie tylko jednego wskaźnika np. CDF lub LRF. Można porównywać wyniki w sposób ogólny, nie przywiązując nadmiernego znaczenia do dokładnych wartości. Różnica jednego rzędu wielkości dla dwóch różnych konstrukcji nie przesądza, że jedna konstrukcja jest bezpieczniejsza od drugiej.

Tabela 1. Wartości CDF i LERF

Wartość CDF	
WWER-1000/320	Nowoworoneż 2 (nowy reaktor)
4,5E-5	6,1E-7
Wartość LERF	
WWER-1000/320	Nowoworoneż 2 (nowy reaktor)
4,0E-6	1,8E-8

Podsumowanie

Projekty nowych reaktorów jądrowych stanowią znaczący postęp w stosunku do istniejących obecnie konstrukcji. Nie byłoby to możliwe bez udziału w procesie projektowym obliczeń probabilistycznych. Okazuje się, że postęp dokonywany jest przy bliskiej współpracy analityków i projektantów.

Mimo wielu wątpliwości i niepewności, okazało się że wysiłek włożony przez różnych dostawców technologii jądrowych w zebranie doświadczeń z wykonywania analiz probabilistycznych nowych reaktorów, opisanie najlepszych wzorów i na koniec przedstawienie wniosków w formie zaleceń dozorowych, przyniósł znakomite rezultaty.

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

Literatura

- [1] E. Staroń „EUR – European Utility Requirements – Wymagania europejskich inwestorów”, Bezpieczeństwo Jądrowe i Ochrona Radiologiczna, 4(82)/2010, PAA.
- [2] USNRC RG 1.206 Cl.19 „Probabilistic Risk Assessment and Severe Accident Evaluation”.
- [3] 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”.
- [4] IAEA, „A Framework for an Integrated Risk Informed Decision Making Process”, IAEA INSAG-25, IAEA Vienna 2011.
- [5] E. Staroń „Zintegrowane podejście do podejmowania decyzji w oparciu o ryzyko (IRIDM)”, Bezpieczeństwo Jądrowe i Ochrona Radiologiczna, 3(89)/2012, PAA.
- [6] Workshop on PSA for New and Advanced Reactors, OECD Conference Center, Paris, France, June 20-24, 2011, Nuclear Safety NEA/CSNI/R(2012)2 July 2012.