

ISSN 0867-4752

3 (93) 2013

BEZPIECZEŃSTWO JĄDROWE I OCHRONA RADIOLOGICZNA



PAŃSTWOWA
AGENCJA
ATOMISTYKI

Wydawca:



PAŃSTWOWA
AGENCJA
ATOMISTYKI

Redakcja: **UL. Krucza 36, 00-522 Warszawa**

TEL. 22 695 98 22, 629 85 93

FAX 22 695 98 15

E-MAIL tbia@paa.gov.pl

www.paa.gov.pl

Maciej JURKOWSKI, Przewodniczący Rady Programowej

Tadeusz BIAŁKOWSKI, Redaktor naczelny

ISSN 0867-4752

Druk:



Drukarnia Piotra Włodarskiego

02-656 Warszawa, ul. Ksawerów 21, tel.: (22) 853-50-98

BEZPIECZEŃSTWO JĄDROWE I OCHRONA RADIOLOGICZNA

BIULETYN INFORMACYJNY PAŃSTWOWEJ AGENCJI ATOMISTYKI

Nr 3(93)/2013
Warszawa

SPIS TREŚCI

I	WARSZTATY ENSREG DOTYCZĄCE KRAJOWYCH PLANÓW DZIAŁAŃ. SPRAWOZDANIE ZBIORCZE	3
II	STANOWISKA 4. I 5. WENRA WOBEC KLUCZOWYCH PROBLEMÓW BEZPIECZEŃSTWA NOWYCH ELEKTROWNI JĄDROWYCH (<i>Tadeusz Białkowski, Maciej Jurkowski</i>)	22
III	PROBABILISTYCZNA ANALIZA BEZPIECZEŃSTWA NOWYCH REAKTORÓW JĄDROWYCH (<i>Ernest Staroń</i>)	31
IV	WPROWADZENIE DO PROGRAMU SAPHIRE (<i>Iwona Wyskiel-Piekarska, Ernest Staroń</i>)	38
V	ANKIETA	44

Trzeci tegoroczny numer Biuletynu otwiera tekst sprawozdania (w tłumaczeniu PAA) z warsztatów ENSREG poświęconych przeglądowi eksperckiemu krajowych planów wdrożenia działań (NACPs) podwyższających bezpieczeństwo eksploatowanych w Europie elektrowni jądrowych w świetle wniosków z awarii w Fukushima. Plany te opracowano w posiadających elektrownie jądrowe 15 krajach UE oraz Szwajcarii i Ukrainie w oparciu o przeprowadzone (w 2.pół.2011 r.) kompleksowe analizy odporności (tzw. stress tests) wszystkich blisko 150 eksploatowanych w Europie reaktorów energetycznych na naturalne skrajne zagrożenia zewnętrzne i oceny ryzyka ciężkich awarii. Wyniki stress tests weryfikowane były w procesie wzajemnego przeglądu eksperckiego „peer review” i wizyt technicznych w poszczególnych EJ w 1.kw.2012r. a raport ENSREG i Komisji Europejskiej zawierający wnioski z tego procesu był przedstawiony Radzie Europejskiej oraz przedyskutowany na szerszym forum międzynarodowym na 2. nadzwyczajnym spotkaniu przeglądowym Konwencji bezpieczeństwa jądrowego w sierpniu 2012r. W oparciu o wnioski z tych spotkań od połowy 2012 r. realizowane są krajowe plany działań podwyższających bezpieczeństwo elektrowni jądrowych, już od dziesiątków lat eksploatowanych w Europie, a omawiane warsztaty dostarczyły informacji o postępach tych prac. Raport z warsztatów, potwierdzający bezpieczeństwo aktualnej eksploatacji europejskich reaktorów przy równoczesnej realizacji programów ciągłego, systematycznego podnoszenia jego poziomu został przyjęty przez ENSREG w końcu maja br.

Drugą pozycją w bieżącym numerze biuletynu jest artykuł poświęcony bezpieczeństwu także nowych elektrowni jądrowych aktualnie budowanych lub planowanych w Europie. Panowie Tadeusz Białkowski i Maciej Jurkowski kontynuują w nim zapoczątkowane w poprzednich numerach omawianie stanowisk WENRA w sprawach realizacji tzw. celów bezpieczeństwa nowych EJ. Obecnie omówione zostały stanowiska 4. i 5. dotyczące interpretacji pojęć związanych z eliminacją w praktyce pewnych rodzajów ciężkich awarii ze stopieniem rdzenia oraz z ograniczaniem uwolnień i skutków radiologicznych podobnych awarii.

Kolejne 2 artykuły poświęcone są natomiast zagadnieniu probabilistycznych analiz bezpieczeństwa (PSA) nowych EJ, bardzo istotnych z punktu widzenia przeglądu i oceny bezpieczeństwa projektu w procesie licencjonowania nowej elektrowni jądrowej jaki czeka inwestora i polski dozór jądrowy w przypadku realizacji Programu Energetyki Jądrowej.

Pan Ernest Staroń dyskutuje w pierwszym z nich różne aspekty stosowania PSA, kwestie zakresu i dokładności obliczeń, uzyskiwane efekty z przytoczeniem przykładu praktycznego zastosowania do nowego reaktora, oraz problem utrzymywania należytego poziomu narzędzi stosowanych do analiz PSA. W drugim artykule pani Iwona Wyskiel-Piekarska i pan Staroń omawiają przykład zastosowania konkretnego narzędzia obliczeniowego do analiz PSA w postaci kodu obliczeniowego SAPHIRE.

UWAGA: na ostatniej stronie zamieszczona jest ankieta, której wypełnienie warunkuje dalsze otrzymywanie przez Państwa kolejnych numerów biuletynu! Uprzejmie prosimy o jej wypełnienie i odesłanie pocztą, lub o kontakt z Redakcją w innej formie jak podano w informacji zamieszczonej w tej ankiecie.

Życzymy państwu owocnej lektury.

Warsztaty ENSREG dotyczące krajowych planów działań. Sprawozdanie zbiorcze

STRESZCZENIE

W dniach 22 – 26 kwietnia 2013 roku w Brukseli odbyły się warsztaty grupy wysokiego szczebla Europejskich Urzędów Dozoru Jądrowego ENSREG¹ dotyczące krajowych planów działań NAcPs (*National Action Plans*), których głównym celem był wzajemny przegląd partnerski (*peer review*) oraz ocena statusu wdrażania NAcPs w krajach Unii Europejskiej posiadających elektrownie jądrowe dokonana przez uczestników warsztatów w ramach wspólnej dyskusji. Na warsztatach promowano ujednoczenie podejścia, a także chęć dzielenia się praktykami godnymi zalecenia, doświadczeniami oraz problemami. Rozmowy odbywały się w otwartej, konstruktywnej, ale nie pozbawionej różnic zdań atmosferze. Warsztaty zapewniły przejrzystość jak wdrożono lekcje wyniesione z awarii w EJ Fukushima 1 (*Dai-ichi*). W warsztatach uczestniczyło 68 ekspertów z 21 państw członkowskich Unii, Komisji Europejskiej, Szwajcarii i Ukrainy, jak również 11 obserwatorów z 3 krajów spoza Unii (Armenii, Kanady i Tajwanu) oraz Międzynarodowej Agencji Energii Atomowej (MAEA).

Każdy z krajowych planów (NAcPs) opisuje działania mające na celu poprawę bezpieczeństwa istniejących w danym kraju elektrowni jądrowych, zdefiniowane w następstwie awarii w EJ Fukushima 1 (*Dai-ichi*), które zostały podjęte, zaplanowane lub wdrożone z podaniem harmonogramu ich wdrażania. Zakres wzajemnego przeglądu partnerskiego podczas warsztatów obejmował tematykę testów odpornościowych (*stress tests*) obejmującą naturalne zagrożenia zewnętrzne, utratę funkcji bezpieczeństwa przez systemy EJ i związane z tym kwestie pro-

jektowe, oraz zarządzanie ciężkimi awariami. Awaria w EJ Fukushima 1 (*Dai-ichi*) uwidoczniła, między innymi, jak ważna jest zasada „obrony w głąb” (zabezpieczeń wielostopniowych) oraz ciągła potrzeba zapewnienia, aby podstawa projektowa adekwatnie uwzględniała zagrożenia zewnętrzne. Wszystkie kraje zidentyfikowały w swoich krajowych planach działania potrzebę analiz, podniesienia jakości sprzętu, modyfikacji procedur, działań regulacyjnych oraz założyły odpowiednie harmonogramy wdrożeń. Warsztaty podkreśliły wagę okresowych przeglądów bezpieczeństwa -PSR (*Periodic Safety Review*) jako bardzo skutecznego narzędzia ciągłej poprawy bezpieczeństwa elektrowni jądrowych. Także utrzymywanie integralności obudowy bezpieczeństwa reaktora w warunkach ciężkiej awarii pozostaje ważną kwestią w zarządzaniu kryzysowym. Zagadnienia te zostały prawidłowo uwzględnione w większości krajowych planów działań. Wszystkie kraje uczestniczące w warsztatach kierowały się zasadą pełnej transparentności swoich prac i wynikających z nich usprawnień.

Wszystkie kraje deklarują wolę kontynuowania wdrażania zadecydowanych działań naprawczych aż do ich finalizacji.

1. WSTĘP

1.1 Europejskie testy odpornościowe (*stress tests*)

W związku z awarią w elektrowni jądrowej Fukushima w Japonii (11 marca 2011 roku) Rada Europejska podczas spotkania w dniach 24-25 marca 2011 roku zwróciła się do grupy wysokiego szczebla Europejskich Urzędów Dozoru Ją-

¹ High level group of European Nuclear Safety REGULATORS

drowego ENSREG oraz Komisji Europejskiej o przeprowadzenie weryfikacji wszystkich elektrowni jądrowych na terenie Unii Europejskiej w oparciu o pełną, transparentną ocenę ryzyka i bezpieczeństwa („testy odpornościowe”) w świetle lekcji wyniesionych z awarii w Fukushima. Członkowie Rady Europejskiej zwrócili się do Grupy ENSREG oraz Komisji Europejskiej o opracowanie zakresu i metod testów odpornościowych dla elektrowni jądrowych, korzystając z fachowej pomocy Zachodnioeuropejskiego Stowarzyszenia Urzędów Dozoru Jądrowego WENRA. Testy odpornościowe zostały przeprowadzone przez jednostki eksploatujące europejskie elektrownie jądrowe, a ich wyniki poddane przeglądowi przez krajowe urzędy dozoru jądrowego, które następnie sporządzały sprawozdania krajowe. Testy odpornościowe skupiały się na 3 następujących dziedzinach: 1. naturalne zdarzenia zewnętrzne, w tym trzęsienia ziemi, powodzie i ekstremalne warunki pogodowe, 2. utrata funkcji bezpieczeństwa oraz 3. zarządzanie ciężkimi awariami.

Raporty krajowe przedstawione w grudniu 2011 roku zostały poddane procesowi wzajemnego przeglądu partnerskiego zorganizowanego i nadzorowanego przez grupę ENSREG. Częścią procesu wzajemnego przeglądu partnerskiego było wizyty techniczne w obiektach jądrowych krajów uczestniczących w stress testach. Wyniki testów odpornościowych zostały zawarte w jednym głównym raporcie Wzajemnego Przeglądu Partnerskiego (*ENSREG Peer Review Report*) oraz w 17 raportach krajowych² z wzajemnego przeglądu partnerskiego podsumowujących wykonane badania i decyzje podjęte w różnych krajach. W raporcie zawarte były również rekomendacje i sugestie dotyczące dalszej poprawy bezpieczeństwa elektrowni jądrowych w Europie. Grupa ENSREG zatwierdziła Raport Wzajemnego Przeglądu Partnerskiego testów odpornościowych,

a następnie 26 kwietnia 2012 roku opublikowała wspólne sprawozdanie, zgodnie z którym kontynuacja działań miała nastąpić w ramach planu działań opracowanego przez grupę ENSREG. Plan Działania w wersji 25 lipca 2012 roku, opracowany przez grupę ENSREG, został zatwierdzony 1 sierpnia 2012 roku. W październiku 2012 roku grupa ENSREG opublikowała również zestawienie rekomendacji i sugestii, zawierające wszystkie zagadnienia, zebrane z Raportu Wzajemnego Przeglądu Partnerskiego testów odpornościowych, pogrupowane według tematów będących przedmiotem procesu wzajemnego przeglądu partnerskiego.

Poza testami odpornościowymi (*stress tests*) uczestnicy warsztatów omawiali drugie spotkanie Nadzwyczajne Stron Konwencji Bezpieczeństwa Jądrowego (CNS), które odbyło się w sierpniu 2012 roku. Doświadczenia wyniesione z awarii w elektrowni jądrowej Fukushima 1 (*Dai-ichi*) dyskutowane były w oparciu o sześć wyróżnionych dziedzin: 1) zdarzenia zewnętrzne, 2) kwestie projektowe, 3) zarządzanie ciężką awarią, 4) organizacje krajowe, 5) gotowość i reagowanie awaryjne oraz zarządzanie po zdarzeniu (poza terenem zdarzenia), 6) współpraca międzynarodowa

1.2 Krajowe plany działań

Plan Działania z dnia 25 lipca 2012 roku opracowany przez grupę ENSREG zakładał, że każdy krajowy urząd dozoru jądrowego utworzy i opublikuje do końca 2012 roku swój krajowy plan działania (NACP) uwzględniający wnioski wyciągnięte po awarii w Fukushima oraz zalecenia i sugestie raportu wzajemnego przeglądu partnerskiego testów odpornościowych (*stress tests*). Następnie grupa ENSREG ogłosiła, że warsztaty związane z krajowymi planami działań (NACPs) odbędą się na początku 2013 roku i przeprowadzone zostaną w celu omówienia treści oraz statusu wdrożenia krajowych planów działań. Uczestnikami warsztatów miały być kraje należące do grupy ENSREG oraz inne kraje Europy, które brały udział w procesie wza-

² W procesie *stress test* uczestniczyły kraje jądrowe UE (Belgia, Bułgaria, Czechy, Finlandia, Francja, Hiszpania, Holandia, Litwa, Niemcy, Słowacja, Słowenia, Szwecja, Węgry, Włochy W. Brytania) oraz Szwajcaria i Ukraina. W *stress test peer review* uczestniczyli również eksperci z krajów niejądrowych (w tym 3 ekspertów z Polski)

jemnego przeglądu partnerskiego testów odpornościowych (*stress tests*).

Krajowe plany działań dostarczają aktualnych informacji na temat statusu wdrażania:

- a. wniosków krajowego urzędu dozoru wyciągniętych z wyników krajowych testów odpornościowych, udokumentowanych w raportach krajowych;
- b. zaleceń znajdujących się w głównym raporcie grupy ENSREG oraz raportach wzajemnego przeglądu partnerskiego;
- c. dodatkowych zaleceń wynikających z Konwencji Bezpieczeństwa Jądrowego (CNS);
- d. dodatkowych czynności wynikających z krajowych przeglądów oraz związanych z nimi decyzji.

2. PRZEBIEG WARSZTATÓW

2.1 Przygotowanie warsztatów i ich zakres

Krajowe plany działań krajów uczestniczących w warsztatach zostały opublikowane w styczniu 2013 roku na stronie internetowej grupy ENSREG. Przed rozpoczęciem warsztatów, każdy krajowy plan działań został poddany procesowi przeglądu przez inne kraje, których przedstawiciele zadawali pytania i umieszczali komentarze. Następnie pytania i komentarze wysyłane były do odpowiedniego kraju i sprawozdawcy, aby mogły zostać uwzględnione podczas krajowych prezentacji i w raportach sprawozdawców. Pytania i komentarze pojawiały się także ze strony publiczności, po czym przechodziły ten sam proces, który wymieniony został powyżej.

Zakres warsztatów dotyczących procesu wzajemnego przeglądu partnerskiego obejmował 3 tematy związane z testami odpornościowymi (*stress tests*) i pokrywał się z tematami poruszonymi na drugim nadzwyczajnym spotkaniu CNS: 1) zagrożenia zewnętrzne, 2) utrata funkcji bezpieczeństwa/kwestie projektowe, 3) zarządzanie ciężkimi awariami.

2.2 Cele warsztatów

Głównym celem warsztatów było zaprezen-

wanie krajowych planów działań oraz wzajemny przegląd partnerski treści i statusu wdrażania planów (NACPs) w ramach wspólnej dyskusji. Wzajemny przegląd sprawdzał stopień wdrożenia istotnych lekcji wyniesionych z analizy awarii w Fukushima oraz zaleceń i sugestii grupy ENSREG i CNS. Celem wspólnej dyskusji było wspieranie jednolitości podejścia oraz zachęcanie do dzielenia się dobrymi praktykami i doświadczeniami oraz stawiania nowych wyzwań. Przegląd nie miał na celu przeprowadzenie technicznej oceny poszczególnych środków przyjętych w krajowych planach działań (NACPs). Niemniej jednak, uwzględniano odpowiednie aspekty techniczne w stopniu umożliwiającym zrozumienie planowanych działań i ulepszeń.

2.3 Prowadzenie warsztatów

Podczas warsztatów grupy ENSREG odbywających się w dniach 22-26 kwietnia 2013 roku w Brukseli zaprezentowano i poddano procesowi wzajemnego przeglądu partnerskiego, w ramach wspólnej dyskusji, treść i status procesu wdrażania krajowych planów działań. Uczestnikami warsztatów byli reprezentanci krajów należących do grupy ENSREG i innych krajów Europy biorących udział w procesie wzajemnego przeglądu partnerskiego testów odpornościowych (*stress tests*). Było to 68 ekspertów z 21 krajów członkowskich Unii, Komisji Europejskiej, Szwajcarii i Ukrainy oraz 11 obserwatorów z Armenii, Kanady i Tajwanu jak również Międzynarodowej Agencji Energii Atomowej (MAEA).

Krajowe plany działań zaprezentowała Szwajcaria i Ukraina oraz 15 Krajów Członkowskich Unii, które obecnie eksploatują elektrownie jądrowe. Większość prezentacji uwzględniła następujące czynniki:

- a. stopień, w jakim krajowy plan działań (NACP) odzwierciedlał zalecenia, sugestie oraz specjalne rekomendacje dla danego kraju wynikające z procesu wzajemnego przeglądu partnerskiego, jak i wnioski z Nadzwyczajnego Spotkania CNS w sierpniu 2012 roku;
- b. ramy czasowe wdrożenia zaleceń i uwzględ-

- nienia komentarzy dotyczących najważniejszych działań (wyszczególnienie jakie kroki/środki zostały zastosowane przez urzędy dozoru w wyniku przeprowadzonych testów odpornościowych);
- c. podjęte środki zapewnienia przejrzystości;
 - d. przyjęte na poziomie krajowym dobre praktyki i zidentyfikowane wyzwania.

Prezentacje brały pod uwagę również pytania i komentarze uzyskane przed odbyciem warsztatów. Dyskusje i prezentacje przedstawione podczas warsztatów odbywały się w sesjach plenarnych.

Notatki z prezentacji i dyskusji sporządzane były przez sprawozdawców, którzy następnie tworzyli projekty raportów dla poszczególnych krajów. Przy warsztatach pracowało w sumie 12 sprawozdawców, w tym 2 zajmowało się wspólnie trzema krajowymi planami działań (NACPs). Sprawozdawcy pochodzili zarówno z krajów eksploatujących elektrownie jądrowe jak i z innych krajów. Sprawozdawcy nie mogli zajmować się monitorowaniem swoich krajów.

Specjalna sesja warsztatów służyła wykorzystaniu procesu wzajemnego przeglądu partnerskiego dla podniesienia jakości i harmonizowania bezpieczeństwa jądrowego. James E. Lyons (MAEA) oraz Anton von Gunten (EJ Mühlberg, Szwajcaria) wygłosili prezentacje na temat poprawy bezpieczeństwa przy pomocy misji IRRS, a także innych misji przeprowadzonych przez MAEA, oraz misji wzajemnych przeglądów z punktu widzenia aspektów eksploatacyjnych - OSART i WANO. W toku dyskusji stwierdzono, że procesy wzajemnego przeglądu partnerskiego znacznie przyczyniają się do ciągłej systematycznej poprawy bezpieczeństwa jądrowego. Przeprowadzenie wzajemnego przeglądu partnerskiego wymaga dogłębnego przygotowania i pełnego zaangażowania od wszystkich uczestników. W celu dalszego usprawnienia procesu wzajemnego przeglądu partnerskiego wszystkie państwa zachęcane są do przeprowadzenia ponownych misji weryfikujących (*follow-up missions*).

Stwierdzono również, że proces wzajemnego przeglądu partnerskiego testów odpornościowych różnił się zakresem i punktami odniesienia od warsztatów krajowych planów działań (NACPs). Przejrzysta procedura wdrażania usprawnień dotyczących bezpieczeństwa w Europie, uzyskana dzięki możliwości podzielenia się podczas warsztatów poglądami na temat krajowych planów działań, stanowiła wartość dodaną.

Wnioski wyciągnięte z warsztatów mówiły o potrzebie kontynuacji procesu wzajemnego przeglądu partnerskiego wraz z odpowiednimi zaleceniami i punktami odniesienia w oparciu o poziomy referencyjne WENRA oraz cele w zakresie bezpieczeństwa dla nowych EJ³. Kontynuacja byłaby cennym doświadczeniem, umożliwiającym wymianę informacji pomiędzy uczestnikami, co więcej przyczyniłoby się także do uzyskania większej przejrzystości, w szczególności, jeśli zostałaby przeprowadzona przy uwzględnieniu zidentyfikowanych faktycznych zmian w europejskich elektrowniach jądrowych. Termin zorganizowania kontynuacji to 2015 rok lub później, w zależności od dostępności wyników istotnych badań i analiz. Kontynuacja procesu wzajemnej oceny powinna wykorzystywać inne stosowne skoordynowane procesy oceny. Taka propozycja powinna zostać rozważona przez Grupę ENSREG przy uwzględnianiu planów na przyszłość.

2.4 Przejrzystość kontynuacji procesu testów odpornościowych

Jednym z głównych celów Grupy ENSREG jest poprawa ogólnej przejrzystości zagadnień odnoszących się do bezpieczeństwa urządzeń jądrowych oraz efektywnego zarządzania odpadami promieniotwórczymi. Zgodnie z tym, podczas kontynuacji procesu europejskich testów odpornościowych, jaką było przygotowanie i przeprowadzenie omawianych warsztatów, stwarzano wszelkie możliwości publicznej interakcji. Plan Działań Grupy ENSREG zakładał, że wszystkie urzędy dozoru opublikują swoje krajowe plany działań na swoich stronach internetowych.

³ Przyp.red.

towych. Plany dostępne są w wersji angielskiej na stronach Grupy ENSREG.

Dodatkowo, opinia publiczna, poprzez stronę internetową ENSREG, została poinformowana o procesie wzajemnego przeglądu. W okresie od 25 lutego do 22 marca 2013 roku każdy, kto odwiedził stronę internetową ENSREG mógł umieścić na niej swój komentarz i pytania dotyczące krajowych planów działań i warsztatów wzajemnego przeglądu. Pytania i komentarze stanowiły dodatkowy wkład do warsztatów.

Pod koniec warsztatów (26 kwietnia 2013 roku) wydane zostało oświadczenie prasowe. Omawiany tu Raport z Warsztatów Wzajemnego Przeglądu Partnerskiego został opublikowany po przyjęciu go przez ENSREG (połowa maja 2013 roku), a następnie zaprezentowany opinii publicznej podczas Konferencji ENSREG dotyczącej Bezpieczeństwa Jądrowego (11-12 czerwca 2013 r.).

3. WNIOSKI (ogólny zarys)

3.1 Spójność i zakres działań w ramach krajowych planów działań (NACPs)

Wszystkie kraje zastosowały się do wskazówek ENSREG dotyczących treści krajowych planów działań (NACp) i prawie wszystkie wypełniły zalecenia i sugestie sformułowane przez Grupę ENSREG. Ponadto, wszystkie kraje nawiązywały do zaleceń umieszczonych w krajowych raportach wzajemnego przeglądu partnerskiego oraz otrzymanych po misjach ustalających stan faktyczny w odwiedzonych EJ. Niektóre kraje uwzględniły, w swoich krajowych planach działań, kwestie poruszane podczas drugiego Nadzwyczajnego Spotkania Konwencji Bezpieczeństwa Jądrowego (CNS). Stanowiło ono dla wszystkich krajów wspólną podstawę do sformułowania zaleceń, chociaż występowały różnice pomiędzy poszczególnymi krajami. w poziomie szczegółowości informacji.

Niektóre kraje nawiązywały do swoich krajowych przeglądów, przeprowadzonych przed lub w trakcie odbywających się testów odporno-

ściowych UE (*stress tests*). Część krajów do sformułowania zaleceń i sugestii posłużyła się także dodatkowymi źródłami, takimi jak Plan Działań MAEA (Międzynarodowej Agencji Energii Atomowej), dokumenty Komisji Europejskiej oraz Komisji Dozoru Jądrowego Stanów Zjednoczonych (US NRC).

3.2 Środki służące wdrażaniu zaleceń zawartych w Planie Działań Grupy ENSREG

Wszystkie kraje określiły potrzeby w zakresie analiz bezpieczeństwa, polepszenia sprzętu, modyfikacji procedur oraz działań dozoru jądrowego, a harmonogramy wprowadzenia usprawnień w wyżej wymienionych obszarach zamieściły w swoich krajowych planach działań (NACPs). Przed awarią w Fukushima niektóre kraje stworzyły lub pracowały nad stworzeniem programów znacznej poprawy bezpieczeństwa. Programy, które były w toku tworzenia zostały zaktualizowane i dostosowane do zaleceń Grupy ENSREG, a następnie na ich podstawie przygotowano nowe plany. Oczekuje się na dalszą część krajowego przeglądu, dokonanego na podstawie trwających badań i analiz, co wiąże się z ewentualnością decyzji o podjęciu dodatkowych środków.

W ramach systematycznego i ciągłego procesu udoskonalania, wiele urzędów dozoru jądrowego aktualizuje swoje wymagania dozоровe biorąc pod uwagę wnioski wyciągnięte z awarii w Fukushima. Wprowadzanie nowych wymagań może prowadzić do konieczności podjęcia dodatkowych środków służących poprawie bezpieczeństwa.

3.2.1 Niebezpieczeństwa naturalne: analiza, zapobieganie i zminimalizowanie konsekwencji

Awaria w Fukushima uwidoczniła, między innymi, znaczenie zasady „obrony w głąb” (zabezpieczeń wielostopniowych), a także ciągłą potrzebę zapewniania, aby podstawa projektowa odpowiednio uwzględniała zagrożenia zewnętrz-

ne. Wszystkie kraje uczestniczące w warsztatach przedstawiły swoje analizy marginesów bezpieczeństwa w warunkach ekstremalnych zagrożeń zewnętrznych. Zaplanowano lub rozpoczęto już czynności mające na celu podniesienie odporności elektrowni jądrowych. Pod tym względem, podejmowane były dyskusje na temat definicji odporności (*robustness*) oraz wyznaczenia marginesów bezpieczeństwa poza podstawą projektową.

Kilka krajów zaprezentowało swoje koncepcje systemów wzmocnionych (*hardened systems*) i systemów „zabunkrowanych” (*bunkered systems*). Systemy te zapewniły mają dodatkowe zasilanie elektryczne prądem stałym DC i prądem AC, wodę chłodzącą, oraz obiekty i wyposażenie związane z zarządzaniem kryzysowym, które są zabezpieczone przed ekstremalnymi zdarzeniami zewnętrznymi.

Wszystkie kraje wprowadziły, w większości przypadków w krótkim czasie po awarii w Fukushima, różne rodzaje dodatkowego, przenośnego wyposażenia takiego jak pompy, generatory Diesla, kompresory powietrza i inne.

Użytkowanie specjalistycznego przenośnego wyposażenia jest przedmiotem badań w wielu krajach, które rozpoczęły już instalowanie przyłączy dla tego wyposażenia. Podczas warsztatów omawiano również wymagania projektowe dla takiego wyposażenia.

Przedmiotem dyskusji były również analizy usuwania ciepła rozpadu z rdzenia reaktora oraz z basenów zużytego paliwa w przypadku długotrwałej całkowitej utraty zasilania prądem przemiennym AC lub utraty końcowego odbiornika ciepła. Niektóre kraje planują zainstalowanie nowych, trwałych i częściowo „zabunkrowanych” systemów w celu zapewnienia usuwania ciepła z rdzenia reaktora i basenów zużytego paliwa. Należy wspomnieć, że w niektórych krajach „zabunkrowane” systemy bezpieczeństwa istnieją już kilka lat i służą zapewnieniu bezpieczeństwa przed zewnętrznymi zdarzeniami spowodowanymi przez człowieka oraz przed naturalnymi zagrożeniami zewnętrznymi. Natomiast inne kraje, w przypadku wystąpienia sytuacji

ekstremalnych i utraty systemów bezpieczeństwa zakładają stosowanie przenośnego sprzętu w celu usuwania ciepła powyłłączeniowego z rdzenia reaktora i ciepła rozpadu z basenów zużytego paliwa.

3.2.2 Okresowa Ocena Bezpieczeństwa

Podczas omawianych warsztatów NACPs proces okresowych przeglądów bezpieczeństwa (PSR) uznany został za skuteczne narzędzie służące ciągłemu systematycznemu podnoszeniu bezpieczeństwa elektrowni jądrowej. Proces wzajemnego przeglądu partnerskiego testów odpornościowych (*stress tests* EU) wykazał w szczególności, że okresowa ocena bezpieczeństwa powinna zawierać ponowne oszacowanie naturalnych zagrożeń i rewizję odpowiednich przepisów dotyczących elektrowni. Okresowa ocena bezpieczeństwa powinna potwierdzić zgodność elektrowni z jego podstawą licencjonowania, a także wyłonić możliwe udoskonalenia bezpieczeństwa w oparciu o przegląd obowiązujących, odpowiednich standardów bezpieczeństwa, doświadczenia eksploatacyjnego, wyników badań oraz dobrych praktyk uznanych międzynarodowo.

Wszystkie kraje uczestniczące w warsztatach umieściły ogólne wymagania dotyczące okresowego przeglądu bezpieczeństwa (*Periodic Safety Review*) w swoich krajowych przepisach, mimo że metoda przeprowadzania PSR jest różna w różnych krajach. Niektóre kraje stosują w okresowych przeglądach bezpieczeństwa probabilistyczną analizę bezpieczeństwa mając na celu ocenę adekwatności projektu bezpieczeństwa oraz wyłonienie dalszych działań służących usprawnieniu elektrowni jądrowych. Typowa przerwa pomiędzy kolejnymi procesami PSR wynosi 10 lat. W niektórych krajach warunkiem przedłużenia ważności lub odnowienia na kolejne 10 lat zezwolenia na eksploatację elektrowni jądrowej są pozytywne wyniki poprzedzającego tę decyzję okresowego przeglądu bezpieczeństwa ocenianej elektrowni.

3.2.3 Integralność obudowy bezpieczeństwa reaktora

Kwestia utrzymania integralności obudowy bezpieczeństwa reaktora w warunkach ciężkiej awarii pozostaje ważnym czynnikiem w procesie zarządzania kryzysowego. Czynności związane z utrzymaniem integralności obudowy bezpieczeństwa reaktora są uwzględnione i zawarte w większości krajowych planów działań NAcPs.

Filtrowane wentylowanie obudowy bezpieczeństwa reaktora jest dobrze znanym sposobem zapobiegania awarii związanej z nadciśnieniem w większości reaktorów lekkowodnych (LWR), dzięki czemu metoda ta została już wprowadzona w niektórych krajach. Część krajów obecnie wprowadza systemy filtrowanego wentylowania obudowy bezpieczeństwa reaktora, inne kraje rozważają usprawnienie już działających systemów wentylacji w zakresie efektywności wentylowania czy kwalifikacji sejsmicznej.

W pozostałych reaktorach lekkowodnych (LWR) system zabezpieczeń przed wystąpieniem nadciśnienia wewnątrz obudowy wygląda inaczej. Niektóre kraje wprowadzają lub badają różne uzupełniające środki techniczne służące usuwaniu z obudowy bezpieczeństwa długo generowanego ciepła powyłączeniowego. W tym też zakresie popierana była współpraca pomiędzy operatorami a urzędami dozoru krajów posiadających podobne projekty reaktorów.

Zainstalowanie, tam gdzie ich brakowało, pasywnych autokatalitycznych rekombinatorów (PAR) służące sprawowaniu kontroli nad wodorem w obudowie bezpieczeństwa jest istotnym czynnikiem podnoszącym bezpieczeństwo w reaktorach ciśnieniowych (PWR) i reaktorach CANDU. Po awarii EJ Fukushima 1 wiele krajów instaluje pasywne autokatalityczne rekombinatory (PAR), aby poradzić sobie ze skutkami awarii pozaprojektowej lub też ponownie rozważyć ich liczbę i położenie. W większości reaktorów wrzących (BWR) kontrola wodoru sprawowana jest przez zobojętnianie azotem.

Istnieją różne sposoby na ochłodzenie i stabilizację stopionego rdzenia reaktora. Dla mniejszych reaktorów występujących w Europie roz-

waża się retencję wewnątrz zbiornika IVR (*in-vessel retention*), którą wprowadzono już w niektórych elektrowniach. Dla innych reaktorów koncepcja IVR jest ciągle badana. W pozostałych reaktorach procedura chłodzenia i stabilizacji rdzenia reaktora jest zawarta w wytycznych dotyczących zarządzania ciężkimi awariami. Inne koncepcje związane ze stabilizacją rdzenia reaktora są ciągle sprawdzane.

3.3 Harmonogram wdrażania krajowych planów działań

Wszystkie kraje nakreśliły stopniowy proces wdrażania swoich środków udoskalających. Kilka krajów podzieliło swoje czynności na krótko- (realizacja do 2012 roku), średnio- (realizacja do 2015 roku) i długoterminowe (realizacja do 2020 roku). Kilka działań udoskalających sprzęt (wyposażenie EJ) rozpoczęło się natychmiast po awarii w EJ Fukushima 1. Przykładem takiego działania może być złożenie zamówień na przenośne generatory Diesla i przenośne pompy. Inne udoskalenia wymagały przeprowadzenia szczegółowych i czasochłonnych analiz, stworzenia projektów, a także przed ich wdrożeniem - zatwierdzenia przez dozór jądrowy, w związku z czym zaplanowane są na okres średnio- i długoterminowy. Czas na przeprowadzenie czynności udoskalających w niektórych przypadkach jest ograniczony przez możliwości produkcji oraz możliwości kontraktowe dla określonego rodzaju sprzętu.

Dalsze analizy natury ogólnej, bądź odniesione do konkretnych EJ są w toku przeprowadzania lub zostaną przeprowadzone dla oszacowania odporności elektrowni oraz w celu wyboru odpowiedniego sprzętu oraz środków udoskalających. Zakres oraz liczba takich analiz różni się w zależności od kraju. Większość krajów przeprowadza badania, które mają za zadanie określić zakres i projekt dalszych środków. Wszystkie kraje podają terminy finalizacji takich analiz. Harmonogram działań ustala się po uzyskaniu wyników analiz.

Warsztaty pokazały, że wiele działań, a w szcze-

gólności analizy i oceny, zostały ukończone lub będą planowo zakończone przed rokiem 2014. Wprowadzenie ważniejszych zmian jest oczekiwane w okresie 2015-2018 r. Ostatnio wspomnianą datą jest rok 2020.

3.4 Transparentność krajowych planów działań (NACPs) i proces wdrażania ujętych w nich zadań

Wszystkie kraje biorące udział w warsztatach są intensywnie zaangażowane w kwestie transparentności swojej pracy. Wszystkie urzędy dozoru jądrowego umieściły krajowe plany działań (NACPs) na poświęconej temu tematowi stronie internetowej w języku angielskim, a około połowa z nich również w swoim języku ojczystym. Dodatkowo, krajowe plany działań są dostępne po angielsku na stronie internetowej ENSREG. Podczas warsztatów niektóre kraje zgłosiły, że poinformowały i zaangażowały opinię publiczną. Wiązało się to z regularnym dostarczaniem informacji społeczeństwu, mediom oraz, w niektórych przypadkach, parlamentowi krajowemu na temat obecnego statusu wprowadzania krajowych planów działań. Kilka krajów (szczególnie tych, które znajdują się w sąsiedztwie elektrowni jądrowych), nawiązało kontakty z interesariuszami sąsiadującymi EJ poprzez ich lokalne komisje informacyjne. Wiele krajów planuje dostarczać informacje na temat statusu wdrażania swoich krajowych planów działań w sposób regularny, przynajmniej corocznie. Informacje takie zostaną upublicznione, na przykład poprzez stronę internetową krajowych urzędów dozoru jądrowego.

Wszystkie kraje zobowiązane są kontynuować wprowadzanie swoich (NACPs) do momentu, aż wszystkie czynności zostaną sfinalizowane. Planuje się zakończenie wprowadzania czynności związanych z krajowymi planami działań do końca 2014 roku i oczekuje się, że po niektórych badaniach nastąpią wdrożenia sprzętowe. Dlatego też, kontynuację wzajemnego przeglądu partnerskiego w roku 2015 lub później postrzeżga się jako wartość dodaną.

3.5 Aspekty godne uznania (w tym dobre praktyki, doświadczenia, interesujące metody) i wyzwania

W tym rozdziale streszczone są wszelkie kwestie i wyzwania godne uwagi, które zostały wyłonione podczas prezentacji i dyskusji warsztatowych.

Są one również zawarte w najważniejszych ustaleniach dotyczących poszczególnych krajów.

3.5.1 Aspekty godne uznania

Następujące kwestie zostały zaprezentowane i przedyskutowane podczas warsztatów dotyczących krajowych planów działań i uznane za aspekty godne polecenia:

- kontynuacja analizy marginesów bezpieczeństwa dla wysokich obciążeń będących rezultatem trzęsień ziemi, a następnie identyfikacja najbardziej odpornych systemów;
- użycie procesu przeglądu okresowego (PSR) w celu poprawy bezpieczeństwa elektrowni jądrowych;
- zastosowanie dodatkowego sprzętu np. w przypadku zarządzania ciężkimi awariami i/lub użycie systemów „zabunkrowanych” w celu wzmocnienia odporności elektrowni jądrowych;
- wykorzystanie probabilistycznych ocen bezpieczeństwa (PSA) jako narzędzia służącego zidentyfikowaniu działań usprawniających;
- przyspieszenie wdrażania istniejących programów poprawy mając na uwadze awarię w Fukushima;
- włączenie wszystkich obiektów jądrowych do zakresu krajowych testów odpornościowych;
- zwiększenie w miarę możliwości zakresu testów odpornościowych ENSREG np. w celu rozważenia wpływu zewnętrznych kontrahentów na bezpieczeństwo elektrowni jądrowych, a także rozważenie wprowadzenia przepisów chroniących przed konsekwencjami utraty rozległych terenów w otoczeniu elektrowni jądrowej.

3.5.2 Wyzwania

Następujące kwestie uznane są za wyzwania:

- uzyskanie całkowitego wyjaśnienia awarii w EJ Fukushima 1 i uwidocznienie wyciągniętych z niej wniosków;
- przeprowadzenie niezbędnych badań w celu ponownej oceny strategii zarządzania ciężkimi awariami przy uwzględnieniu wniosków wyciągniętych po awarii w EJ Fukushima 1;
- wymiana wyników okresowych przeglądów bezpieczeństwa (PSR) pomiędzy krajami;
- ponowna ocena naturalnych zagrożeń wykonywana systematycznie podczas procesu okresowego przeglądu bezpieczeństwa (PSR);
- opracowanie wymagań projektowych dla wyposażenia systemów „zabunkrowanych”;
- opracowanie wymagań dla projektu, kwalifikacji oraz utrzymania sprzętu mobilnego, który nie jest regularnie użytkowany;
- dobór oprzyrządowania niezbędnego w przypadku ciężkich awarii w okresie długoterminowym;
- pokazanie, że dostępne są niezbędne zasoby i ustalenia potrzebne do radzenia sobie z jednoczesnym wystąpieniem ciężkich awarii w kilku blokach EJ w tej samej lokalizacji w kontekście zniszczenia regionalnego wynikającego z katastrofy naturalnej;
- utrzymywanie harmonogramu wdrażania odpowiedniego sprzętu;
- utworzenie długoterminowego harmonogramu uwzględniającego niepewności związane z przeprowadzanymi badaniami i analizami;
- optymalizacja ustalania priorytetów pomiędzy usprawnieniami, które zaczęto już wdrażać, a nowymi zadaniami powstałymi na podstawie wniosków wyciągniętych po awarii w EJ Fukushima 1;
- wzmożenie międzynarodowej wymiany dotyczącej badań i rozwiązań w zakresie chłodzenia i stabilizacji stopionego rdzenia reaktora (wewnątrz/na zewnątrz zbiornika);
- postępowanie z dużą ilością skażonej wody;
- analiza roli interwencji kontrahentów w sytuacjach kryzysowych i zapewnienie,

aby dokonane zostały niezbędne i stosowne ustalenia dotyczące tych interwencji.

Zadbanie o wszelkie aspekty związane z bezpieczeństwem obiektu (na przykład bezpieczeństwo operacyjne, kultura bezpieczeństwa) podczas realizacji ambitnych programów powstałych po awarii EJ Fukushima 1 pozostaje kluczowym elementem bezpieczeństwa jądrowego.

4. GŁÓWNE USTALENIA POSZCZEGÓLNYCH KRAJÓW DOKONANE PODCZAS WARSZTATÓW

Poniżej znajdują się wnioski sformułowane na podstawie warsztatów dla wszystkich 17 krajów, które prezentowały swoje krajowe plany działań (NACPs):

Belgia

Belgia, w swoim krajowym planie działań (NACp), podaje kompletne i przejrzyste informacje dotyczące dalszej poprawy bezpieczeństwa elektrowni jądrowych w świetle awarii EJ Fukushima 1. Krajowy plan działań jest zgodny z: wynikami krajowych testów odpornościowych (*stress tests*), z rezultatami krajowej wizyty w ramach wzajemnego przeglądu partnerskiego Grupy ENSREG, z zaleceniami i sugestiami ENSREG oraz Nadzwyczajnego Spotkania Konwencji Bezpieczeństwa (CNS).

Krajowy plan działań (NACp) nie posiada dokładnego takiego układu jak zaproponowała Grupa ENSREG, niemniej jednak uwzględnia wszystkie wymagane i wyszczególnione kwestie i źródła informacji.

Polityka transparentności wymagana przez ENSREG jest zrealizowana poprzez opublikowanie wszystkich informacji związanych z testami odpornościowymi na stronie internetowej organu dozоровego.

Pomimo tego, że plan działań Belgii przeprowadzany jest bez prawnie zobowiązujących zarządzeń krajowego urzędu dozoru, wszystkie działania wykonywane są według harmonogramu. Większość zaplanowanych działań ma zostać

wdrożona do końca 2013 roku, a tylko 3 z nich planuje się wdrożyć do roku 2017, natomiast szczegółowe terminy zakończenia dla dużej części działań nie zostały jeszcze ustalone.

Belgia rozszerzyła zakres testów odpornościowych na inne niż elektrownie instalacje jądrowe, co uważane jest za dobrą praktykę.

Nawiązując do kwestii filtrowanego wentylowania obudowy bezpieczeństwa, szczegółowy projekt ciągle czeka jeszcze na doprecyzowanie, co w rezultacie może przyczynić się do zmiany docelowego terminu działań wdrażających.

Belgia nakreśliła bardzo szczegółowy plan działań w celu dalszej poprawy bezpieczeństwa w swoich elektrowniach jądrowych. Wdrażanie tego planu jest ściśle monitorowane przez organ dozoru jądrowego.

Bułgaria

Bułgaria podaje kompletne i przejrzyste informacje na temat poprawy bezpieczeństwa swoich elektrowni jądrowych w świetle awarii EJ Fukushima 1, zgodnie z krajowymi testami odpornościowymi, zaleceniami i sugestiami Grupy ENSREG i Konwencji Bezpieczeństwa. W krajowym planie działań, oprócz eksploatowanych dwóch bloków elektrowni jądrowej, dodatkowo uwzględniono działania dotyczące przechowania wypalonego paliwa jądrowego.

Krajowy plan działań Bułgarii opracowany jest ściśle wg układu zaproponowanego przez ENSREG, przy czym specyficznie interpretuje działania zatytułowany „Dodatkowe czynności”. Niektóre działania wymienione w krajowym planie działań opisane są dość kompleksowo, faktycznie uwzględniając kilka aspektów podstawowych. Wdrożenie działań zaplanowane jest do końca 2017 roku. Niektóre działania już są wykonane, większość działań znajduje się w toku realizacji, natomiast kilka nie zostało jeszcze rozpoczętych, ale ustalona jest ich data ukończenia. Terminy realizacji kolejnych etapów wymienionych działań nie są w dokumencie określone.

Wyodrębniono kilka następujących dobrych praktyk oraz doświadczeń: podjęcie opracowania programu służącego ocenie wymagań dozo-

rowych w terminie do końca 2013 roku (w świetle wniosków wyciągniętych po awarii EJ Fukushima 1), stworzenie planu probabilistycznej analizy skutków ekstremalnych warunków pogodowych w obrębie elektrowni jądrowych zgodnie z metodologią Międzynarodowej Agencji Energii Atomowej (MAEA) oraz wiarygodnymi warunkami kombinacji, zweryfikowanie warunków działania obiektów i wyposażenia związanego z SAMG (*Severe Accident Management Guidance*).

Postępowanie ze stopionym rdzeniem w reaktorach VVER-1000 stanowi obecnie przedmiot analizy na arenie międzynarodowej, a rozwiązanie problemu może zostać przedstawione po ukończeniu analiz. Przedmiotem badań jest również zarządzanie dużymi ilościami radioaktywnej wody powstałej po ciężkiej awarii.

Bułgarski plan działań pokrywa w sposób systematyczny wszystkie kwestie, których rozpatrzenia oczekuje ENSREG, przedstawiając krótko obraz każdego aspektu i odpowiedniego, związanego z nim działania, ilekroć jest ono podjęte.

Czechy

Czeski krajowy plan działań informuje całościowo, w zrozumiały sposób, jakim usprawnieniom poddawana jest każda z czeskich elektrowni jądrowych zgodnie z krajowymi analizami, zaleceniami i wnioskami z europejskich testów odpornościowych (*stress tests*) oraz konkluzjami Nadzwyczajnego Spotkania Konwencji Bezpieczeństwa CNS po awarii w Fukushima.

Krajowy plan działań opracowany w układzie zaproponowanym przez ENSREG, zawiera wszystkie działania wyszczególnione w Planie Działania ENSREG. Wdrażanie udoskonaleń jest przejrzysto ujęte w harmonogramie.

Ramy czasowe do wprowadzenia udoskonaleń wyznaczono do końca 2017 roku. Po awarii w Fukushima skrócono terminy wykonania niektórych działań, co wydaje się być wyzwaniem dla Czech.

Czeski krajowy plan działań dostępny jest na stronie internetowej dozoru jądrowego tylko w języku angielskim. Wnioski wyciągnięte z doraźnych inspekcji będą ogólnie dostępne

na stronie internetowej urzędu dozоровego (SUBJ) oraz licencjobiocy (CEZ, a.s.).

W krajowym planie działań znajdują się także dobre praktyki, takie jak np. szerokie wykorzystanie okresowych przeglądów bezpieczeństwa, w celu zainicjowania dalszej poprawy bezpieczeństwa jako warunku koniecznego dla dalszej eksploatacji elektrowni jądrowych. Krajowy plan działań uważa się za aktualny i możliwy do zrealizowania.

W niektórych przypadkach, nie było jasności do jakiego stopnia krajowy plan działań uwzględnia zalecenia i uwagi ENSREG. Wszelkie niejasne kwestie były omawiane i wyjaśniane podczas prezentacji krajowej.

Kilka zaleceń ENSREG znajduje się obecnie w zaawansowanej fazie wdrażania. Niektóre działania, których wykonanie zaplanowane było w okresie długoterminowym, zakwalifikowane zostały do kwestii kluczowych. Przykładem takich działań są analizy utrzymania integralności obudowy bezpieczeństwa reaktora oraz system chłodzenia rdzenia reaktora.

Finlandia

Fiński krajowy plan działań zawiera wyczerpujące i zrozumiałe informacje na temat poprawy bezpieczeństwa fińskich elektrowni jądrowych po awarii w Fukushima, przy uwzględnieniu krajowych testów odpornościowych, zaleceń i sugestii ENSREG oraz sprawozdania zbiorczego Konwencji Bezpieczeństwa Jądrowego (CNS). Finlandia dostosowała się do wzorca krajowego planu działań zaproponowanego przez ENSREG.

Fiński krajowy plan działań, informacje oraz raporty na temat działań podjętych po awarii w Fukushima (łącznie z testami odpornościowymi) opublikowane są na stronie internetowej fińskiego urzędu dozoru jądrowego STUK.

Większość zaplanowanych działań i zaleceń zostanie zrealizowanych do końca 2014 roku.

Niektóre działania zakładają przeprowadzenie badań oraz wprowadzenie usprawnień technicznych. Wynikające z nich działania zostaną wdrożone do końca 2018 roku.

Finlandia przyjęła podejście polegające na ciągłej systematycznej poprawie bezpieczeństwa, wykorzystaniu wyników uzyskanych z przeprowadzenia pełnego zakresu Probabilistycznych Analiz Bezpieczeństwa PSA (łącznie z ekstremalnymi warunkami pogodowymi). Wymagane jest, by systemy zarządzania ciężkimi awariami podlegały klasyfikacji bezpieczeństwa, i spełniały zasady niezależności oraz odporności na pojedyncze błędy.

Analizy bezpieczeństwa sejsmicznego wskazują, że nie jest konieczna modernizacja wszystkich komponentów i struktur w istniejących elektrowniach, mająca na celu dostosowanie ich do nowych kryteriów, aczkolwiek kryteria te bierze się pod uwagę przy większych modyfikacjach przeprowadzanych w istniejących i nowych jednostkach.

W Finlandii planuje się przeprowadzenie serii działań zmierzających do poprawy chłodzenia rdzenia reaktora. W elektrowni jądrowej Loviisa zostaną zainstalowane chłodzone powietrzem jednostki chłodzące, zasilane przez chłodzony powietrzem generator Diesla mający zapewnić długoterminowe odprowadzanie ciepła w razie utraty wody morskiej. W elektrowni w Olkiluoto zostanie wprowadzony niezależny sposób pompowania wody opierający się na systemie wody gaśniczej wyposażony w dodatkowe pompy wspomagające. We wczesnej fazie awarii rozważa się również użycie pomp napędzanych parą. Zanotowano, że w Finlandii nie są rozpowszechnione mobilne środki dla celów zarządzania kryzysowego. W zamian, już istniejące, zainstalowane na stałe systemy zostaną uzupełnione o dodatkowe, niezależne, różnorodne i chronione stałe zainstalowane systemy.

Zaznaczono, że wnioski wyciągnięte w Finlandii po awarii w Fukushima nie są jedynym przedmiotem działań dozoru jądrowego oraz, że priorytetyzacja ewentualnych usprawnień bezpieczeństwa jest istotna w procesie pożądanej ciągłej, systematycznej poprawy.

Francja

Struktura krajowego planu działań Francji zgod-

na jest z Planem Działań ENSREG. Wszystkie zawarte w nim informacje są ogólnie rzecz biorąc wystarczające. Zadania postawione sobie przez Francję uwzględniają: ogólne rekomendacje uzyskane na podstawie Procesu Wzajemnego Przeglądu Partnerskiego, rekomendacje specjalnie wystosowane do Francji oraz zalecenia Konwencji Bezpieczeństwa Jądrowego (CNS). Działania zaplanowane do wdrożenia stanowią podstawę istotnej poprawy całości bezpieczeństwa francuskich elektrowni jądrowych.

Francuski krajowy plan działań oraz proces wdrażania zadań upublicznione są po to, aby zachować transparentność. Każda faza postępu danego zadania prezentowana jest w raporcie, który umieszczony zostaje na stronie internetowej urzędu dozorowego. Urząd dozorowy dwa razy w roku będzie informował o postępie procesu wdrażania. W ramach testów odpornościowych reprezentanci francuskiej Komisji ds. Transparentności i Informacji na temat Bezpieczeństwa Jądrowego (*French High Committee for Transparency and Information on Nuclear Safety*), lokalne komisje informacyjne oraz kilka zagranicznych urzędów bezpieczeństwa jądrowego zaproszeni zostali do uczestnictwa w spotkaniach technicznych w roli obserwatorów oraz do wzięcia udziału w ukierunkowanych kontrolach.

Koncepcja zespołu rdzennego EJ (grupy systemów i urządzeń EJ) o wzmocnionym bezpieczeństwie (*hardened safety core*) skupia się na awarii pozaprojektowej. Celem takiego podejścia jest zapobieganie awarii ze stopieniem paliwa lub ograniczenie jej progresji, ograniczenie uwolnień substancji promieniotwórczych na dużą skalę oraz umożliwienie licencjobiorcy wypełniania obowiązków związanych z zarządzaniem kryzysowym.

Zespół rdzenny EJ o wzmocnionym bezpieczeństwie zawiera: dodatkowy awaryjny zestaw prądowców dla każdego reaktora, zróżnicowany, awaryjny system dostarczania wody chłodzącej dla każdego reaktora, nowe pomieszczenia (zapasowe centrum awaryjne) niezbędne przy zarządzaniu kryzysowym dla każdej lokaliza-

cji, urządzenia mobilne oraz środki komunikacji niezbędne w zarządzaniu kryzysowym, a także oprzyrządowanie techniczne i środowiskowe. Wszystkie elementy powinny być zaprojektowane w taki sposób, aby dobrze znosić ekstremalne zagrożenia naturalne przy założeniu, że są one obecnie daleko poza podstawą projektową. Decyzje dotyczące wymiany filtrowanych systemów wentylowania obudowy bezpieczeństwa zostaną podjęte po badaniach przeprowadzonych przez licencjobiorcę i zostaną ukończone do końca 2013 roku. Celem ich wymiany na nowe jest poprawa filtracji jodu promieniotwórczego. Usprawnienie to powinno zostać potraktowane jako priorytet.

„Siły szybkiego reagowania na zdarzenia jądrowe” poza elektrownią mają już charakter operacyjny i zostaną w pełni przygotowane do interwencji w każdej z lokalizacji posiadających do czterech reaktorów w stanie ciężkiej awarii od 2014 roku, łącznie z mobilnym wyposażeniem i wyspecjalizowanymi ekipami, które będą mogły interweniować w ciągu 24 godzin równocześnie na wszystkich blokach narażonej lokalizacji. Harmonogram działań do wykonania przez licencjobiorcę obejmuje lata 2012-2014. Ramy czasowe wydają się być ambitnie ustalone, biorąc pod uwagę koncepcję wzmocnionego zespołu rdzennego bezpieczeństwa EJ, która będzie prowadziła do istotnych zmian i rozbudowy elektrowni. Jednakże, niektóre zadania planowane na następny Okresowy Przegląd Bezpieczeństwa nie zostaną ukończone w wyżej podanym przedziale czasowym.

Francja rozszerzyła testy odpornościowe na wszystkie 150 francuskich obiektów jądrowych (obejmujących 58 elektrowni w eksploatacji, elektrownie w budowie, obiekty cyklu paliwowego, reaktory badawcze, itd.). Rezultatem takiego rozszerzenia będzie budowa nowych przechowalników odpadów. Francja uwzględniła również czynniki społeczne, organizacyjne i ludzkie, które stanowią kluczowe elementy bezpieczeństwa. Urząd dozorowy skupił się na odnowieniu uprawnień pracowników i ich umiejętności, jak i na organizacjach podwykonaw-

ców, a w szczególności na roli podwykonawców w procesie zarządzania kryzysowego.

Zadania wyodrębnione przez Francję pozwalają na istotną poprawę całego zakresu bezpieczeństwa jądrowego francuskich obiektów jądrowych i skupiają się głównie na zapobieganiu i minimalizowaniu zdarzeń awaryjnych w zarządzaniu kryzysowym w obliczu ekstremalnych zagrożeń naturalnych. Zadania te zostaną zaplanowane w odniesieniu do obszaru zdarzeń wykraczających poza dotychczasowe podstawy projektowania.

Niemcy

Niemiecki krajowy plan działań zawiera jasne i pełne informacje na temat sposobu wzmocnienia odporności elektrowni jądrowych w Niemczech w świetle lekcji z awarii w Fukushima zgodnie ze wskazówkami oraz sugestiami wynikającymi z europejskich testów odpornościowych oraz wniosków zebranych w procesie przeglądowym Konwencji Bezpieczeństwa Jądrowego (CNS). Jednak niektóre zaplanowane działania towarzyszące nie są w pełni zrozumiałe. Raport dostępny jest na stronie internetowej w wersji angielskiej i niemieckiej.

Wiele środków zostało już wprowadzonych, niektóre z nich po awarii w Czarnobylu (na przykład filtrowane wentylowanie obudowy bezpieczeństwa reaktora, pasywne autokatalityczne rekombinatory czy zubożnianie azotem w reaktorach wrzących, procedury postępowania w razie awarii systemów wody zasilającej zasilania awaryjnego i upustów tzw. *feed and bleed* w obiegu pierwotnym i wtórnym), część działań wykonano w latach 2011/2012 (na przykład mobilny generator Diesla). Pozostałe czynności będą ukończone w 2013 roku oraz w latach 2014/2015.

Niemiecki plan działań uwzględni fakt, iż dalsze prace w obszarach technicznych związanych z wynikami testów odpornościowych są w toku. Zainicjowane zostały przez Komisję ds. Bezpieczeństwa Reaktorów (RSK), nie ustalono natomiast żadnego ich harmonogramu, z powodu ciągle trwających konsultacji.

Niemcy mogły rozszerzyć swoje plany dotyczące raportowania o ukończeniu i zamknięciu pełnego zakresu prac będących rezultatem testów odpornościowych, oraz bardziej ogólnych działań będących odpowiedzią na awarię w Fukushima. Niemieckie elektrownie jądrowe posiadały istotne usprawnienia odporności na długo przed awarią w Fukushima i podjętymi w jej rezultacie testami odpornościowymi. Było to filtrowane wentylowanie obudowy bezpieczeństwa i pasywne autokatalityczne rekombinatory. Planu dalszej poprawy, przeprowadzenia analiz i badań są jasne i kompletne, jednak plany publikacji na temat ukończenia pełnego zakresu działań podjętych w następstwie zdarzeń w Fukushima mogły zostać bardziej dopracowane.

Węgry

Węgierski krajowy plan działań zawiera jasne i kompletne informacje na temat poprawy bezpieczeństwa węgierskich elektrowni jądrowych przy uwzględnieniu rekomendacji i sugestii z testów odpornościowych oraz rekomendacji z Konwencji Bezpieczeństwa Jądrowego (CNS). Zarówno struktura węgierskiego planu działań jak i treść raportu zgodna jest z wytycznymi ENSREG. Informacje znajdujące się w węgierskim krajowym planie działań są adekwatne i uwzględniają wszystkie aspekty wyszczególnione w Planie Działań ENSREG.

Węgierski krajowy plan działań, podobnie jak poprzednie raporty, dostępny jest na stronie internetowej urzędu dozоровego.

Wdrażanie czynności usprawniających jest jasno zaplanowane w określonym przedziale czasowym do końca 2018 roku.

Wyzwaniem dla organu dozоровego jest weryfikacja czy zewnętrzny system chłodzenia obudowy bezpieczeństwa poradzi sobie ze zjawiskiem wystąpienia nadciśnienia na obudowie bezpieczeństwa oraz sprawdzenie czy modyfikacje nie zniszczą żadnych istniejących systemów bezpieczeństwa, a także upewnienie się czy modyfikacje spełnią wymagania bezpieczeństwa jądrowego. Węgry w pełni włączyły podstawy bezpieczeństwa i normy bezpieczeństwa jądrowego MAEA

oraz poziomy referencyjne WENRA do swojego ustawodawstwa dotyczącego bezpieczeństwa jądrowego.

Litwa

Litewski krajowy plan działań zawiera jasną i kompletną informację w jaki sposób bezpieczeństwo wyłączanej elektrowni jądrowej Ignalina i przechowalników wypalonego paliwa jądrowego łącznie z całością procesów postępowania z tym paliwem na terenie kraju, będzie poprawiane w następstwie awarii w Fukushima, zgodnie z krajowymi analizami, rekomendacjami i sugestiami z testów odpornościowych (*stress tests*) oraz wnioskami z Konwencji Bezpieczeństwa Jądrowego (CNS).

Litewski plan działań jest transparentny i dostępny na stronie internetowej urzędu dozoru. Litewski krajowy plan działań jest opracowany w formie zgodnym z zaleceniami ENSREG. Zagadnienia, które są istotne dla Litwy, która nie ma czynnych elektrowni jądrowych, pogrupowano w kilka tematów. W rezultacie, nie zawsze jest jasne czy i w jaki sposób uwzględnione zostały rekomendacje i sugestie ENSREG.

Krajowy plan działań nie odpowiada systematycznie i bezpośrednio na niektóre komentarze sformułowane podczas wzajemnego przeglądu partnerskiego, a znajdujące się w krajowym raporcie. Podczas warsztatów Litwa udzieliła dalszych wyjaśnień na temat wyżej wspomnianych komentarzy, podając na przykład racjonalne uzasadnienie bezpieczeństwa dotyczące basenów wypalonego paliwa.

Wdrożenie prawie wszystkich działań zaplanowano do końca 2013, niektóre z nich są już w trakcie wdrażania. Większość działań wymaga dodatkowych badań i analiz, niektóre skutkują koniecznością proceduralnej rewizji i przeglądu przepisów, podczas gdy niektóre pozostałe wymagają zmian sprzętu, jak np. nowe systemy pomiarowe dla basenów wypalonego paliwa.

Wyzwaniem dla Litwy jest budowa nowej elektrowni jądrowej Visaginas. Przy tej okazji uwzględnione zostaną wszystkie wnioski wyciągnięte z awarii w Fukushima.

Holandia

Holenderski krajowy plan działań informuje w sposób zrozumiały i wyczerpujący w jaki sposób elektrownia jądrowa Borssele wdroży obserwacje i wnioski z krajowych analiz, rekomendacje i sugestie z europejskich testów odpornościowych (*stress tests*) oraz wnioski z procesu przeglądowego Konwencji Bezpieczeństwa Jądrowego (CNS). Holenderski plan działań opracowano w układowie zaproponowanym przez ENSREG i uwzględniono w nim wszystkie aspekty Planu Działania ENSREG. Ponadto, do listy tematów została dodana kwestia decyzji nakazującej przeprowadzenie uzupełniających testów odpornościowych przez wszystkich licencjoholców eksploatujących obiekty jądrowe inne niż elektrownie jądrowe w celu oceny poziomu ich bezpieczeństwa. Dotyczy to obiektów gospodarki odpadami promieniotwórczymi, reaktorów badawczych, jądrowych laboratoriów badawczych oraz zakładu wzbogacania uranu. Podczas dyskusji na warsztatach wskazano wiele dobrych praktyk, a między nimi od dawna stosowaną praktykę okresowych przeglądów bezpieczeństwa oraz szerokie praktyczne stosowanie Probabilistycznych Analiz Bezpieczeństwa.

W ramach odbywających się okresowych przeglądów bezpieczeństwa i krajowych planów działań rozpatrywane są możliwości zatrzymania stopionego rdzenia wewnątrz zbiornika. Znalezione rozwiązanie stanowi wyzwanie biorąc pod uwagę charakterystyczne cechy projektowe elektrowni jądrowej w Borssele. Sugerowano, aby Holandia zwróciła uwagę na postęp, jaki dokonał się w innych państwach oraz na rozwiązania jakie zostały przyjęte.

Proces wdrażania środków poprawy jest przejrzysto zaplanowany. Postępy będą raportowane przez licencjoholców w odstępach kwartalnych. Ramy czasowe wprowadzenia wszystkich środków poprawy wyznaczono do końca 2016 roku, jest to termin ambitny i godny pochwały. Za dobre praktyki uważa się również regularne informacje Parlamentu oraz włączenie innych obiektów jądrowych do testów odpornościowych (*stress testów*).

Rumunia

Rumuński krajowy plan działań zawiera jasne i pełne informacje na temat sposobu poprawy elektrowni jądrowej w świetle wniosków z awarii w Fukushima, przy uwzględnieniu krajowych analiz, rekomendacji i sugestii z procesu wzajemnego przeglądu Grupy ENSREG przeprowadzonego po testach odpornościowych, wniosków z Konwencji CNS oraz innych źródeł.

Rumuński krajowy plan działań opisano w układzie zgodnym z zaleceniami ENSREG. Plan ten uwzględnia wszystkie aspekty wyszczególnione w Planie Działań Grupy ENSREG z zachowaniem pewnych wyjątków, omówionych podczas warsztatów.

Krajowy plan działań Rumunii oraz dokumenty związane z europejskimi testami odpornościowymi (*stress tests*) dostępne są na stronie internetowej urzędu dozoru w wersji angielskiej.

Proces wdrażania środków poprawy jest przemyślnie zaplanowany i datę jego zakończenia wyznaczono na 2015 rok, jest to termin ambitny i godny pochwały.

Rumunia postrzega dobór i dopuszczenie do stosowania sprzętu oraz monitoring w warunkach ciężkich awarii (szczególnie w okresie długoterminowym) za wyzwanie (rekomendacja ENSREG 3.2.5)

Podczas warsztatów zostało wyodrębnionych kilka dobrych praktyk. Były to na przykład: budowa nowego centrum awaryjnego w miejscu lokalizacji, wytrzymałego sejsmicznie i zabezpieczonego przed zagrożeniami zewnętrznymi, podjęcie budowy nowego centrum sterowania awaryjnego poza miejscem lokalizacji, a także działań zmierzających do szybkiego wprowadzenia istotnych środków ochrony obudowy bezpieczeństwa reaktora jak pasywne rekombinatory autokatalityczne i spełniającego warunki sejsmiczne filtrowanego wentylowania.

Słowacja

Strukturę Krajowego planu działań Słowacji opracowano w układzie zaproponowanym przez Grupę ENSREG. Zawiera ona wszystkie informacje na temat działań zaplanowanych po awarii w Fu-

kushimie, jak również wcześniej zaplanowanych działań zmierzające do poprawy bezpieczeństwa. Działania wymienione w planie działań Słowacji odpowiadają rekomendacjom Grupy ENSREG oraz uwzględniają rekomendacje krajowego wzajemnego przeglądu partnerskiego.

Znaczna część działań przyjętych w krajowym planie znajduje się w zaawansowanej fazie wdrażania lub też w fazie przeprowadzania analiz, badań oraz planowania kolejnych działań. W zależności od wyniku analiz, które mają być ukończone do 2015 roku, proces wdrażania technicznych i administracyjnych wniosków z tych analiz będzie miał miejsce po roku 2015.

Zgodność działań zaplanowanych przed awarią w Fukushima z działaniami zaplanowanymi po awarii w Fukushima nie jest jasno określona w krajowym planie działań, jest to jednak kwestia złożona i dostarczono już w tej sprawie wyjaśnień podczas warsztatów.

Połączenie dwóch powyższych kwestii (działania przed awarią w Fukushima z działaniami po awarii w Fukushima) stanowi zawity aspekt w kontekście stworzenia całościowego, spójnego harmonogramu, który już został opracowany przy uwzględnieniu tych dwóch kategorii działań. Sprawę godną uznania stanowi fakt, iż kilka działań związanych z usprawnieniami bezpieczeństwa zainicjowanych zostało na długo przed awarią w Fukushima, jak np. wnioski z okresowego przeglądu bezpieczeństwa. Testy odpornościowe (*stress tests*) potwierdziły słuszność podjętych decyzji.

W krajowym planie działań Słowacji zawarte jest kilka następujących dobrych praktyk: wyodrębnienie działań usprawniających na podstawie systematycznego wykorzystania okresowych przeglądów bezpieczeństwa, wdrożenie wewnętrzzbiornikowej retencji, co jest już ukończony, zastosowanie częstotliwości powtarzania (10^{-4} /rok) dla zdarzeń wywołanych ekstremalnymi warunkami pogodowymi jako podstawy do oszacowania wymagań dla komponentów i systemów istotnych dla bezpieczeństwa.

Słowenia

Słoweński krajowy plan działań zawiera kom-

pleksowe i przedstawione w transparenty sposób informacje na temat poprawy bezpieczeństwa w elektrowni jądrowej Krško w następstwie awarii w Fukushima, zgodnie z wynikami krajowych analiz, rekomendacjami i sugestiami europejskich testów odpornościowych (*stress tests*) oraz wnioskami z procesu przeglądowego konwencji bezpieczeństwa jądrowego CNS. Krajowy plan działań został przygotowany przez Słoweńską Administrację Bezpieczeństwa Jądrowego (SNSA) i uwzględnia wskazówki Grupy ENSREG. Struktura Planu Działań odzwierciedla strukturę zasugerowaną przez Grupę ENSREG. Angielska wersja Krajowego planu działań dostępna jest na stronie internetowej SNSA.

Podczas omawianych warsztatów ENSREG w Brukseli, reprezentanci Słowenii przedstawili więcej szczegółów na temat programu podniesienia bezpieczeństwa w elektrowni jądrowej Krško, sposobu wdrożenia rekomendacji ENSREG oraz oczekiwanych ram czasowych.

Wyznaczone działania zostaną wprowadzone zgodnie z trzyletowym harmonogramem. Działania rozpoczęte natychmiast po awarii w Fukushima zostały ukończone w 2012 roku. Większość działań, będących częścią programu podniesienia bezpieczeństwa, zostanie wprowadzonych w okresie średnioterminowym do 2016 roku. Działania włączone do okresu średnioterminowego to: szeroki zakres działań technicznych oraz usprawnień lub wdrożeń procedur i przepisów eksploatacyjnych. Działania te są dobrze zorganizowane i ujęte w przejrzystym programie. Pozostałe działania zaplanowane są dopiero na rok 2018, część z nich będzie najpierw podlegać analizom, na podstawie których zostaną podjęte dalsze decyzje.

Praktyką, godną uznania w Słowenii jest wykorzystanie pełnozakresowego symulatora dla ciężkich awarii w celu walidacji modeli obliczeniowych i prowadzenia szkoleń w zakresie wyciecznych wspomagających zarządzanie w warunkach ciężkich awarii SAMGs (*Severe Accident Management Guidance Support*).

Słowenia zareagowała aktywnie po awarii w Fukushima, dzięki czemu zrealizowała sporą część

działań w ciągu ostatnich dwóch lat. Włączenie planu działań MAEA, rekomendacji US NRC i innych raportów z przeprowadzonych ocen (o charakterze naukowym) uważa się za dobre praktyki Słowenii.

Hiszpania

Hiszpański krajowy plan działań kompleksowo i w sposób bardzo zrozumiały informuje, jak elektrownie jądrowe w Hiszpanii zostaną usprawnione w odpowiedzi na wnioski wyciągnięte z awarii w Fukushima, zgodnie z wynikami krajowych ocen, rekomendacjami i sugestiami z europejskich testów odpornościowych oraz wnioskami z procesu przeglądowego konwencji bezpieczeństwa jądrowego CNS i innymi źródłami. Krajowy plan działań Hiszpanii opracowano w układzie zgodnym z rekomendacjami ENSREG oraz z uwzględnieniem wszystkich aspektów wyszczególnionych w Planie Działań ENSREG. Do planu dodano dodatkową kwestię: potencjalną utratę dużych obszarów w elektrowniach jądrowych, co stanowi interfejs pomiędzy bezpieczeństwem a ochroną fizyczną.

Plan działań Hiszpanii oraz dokumenty dotyczące europejskich testów odpornościowych znajdują się na stronie internetowej urzędu dozoru. Dla każdej lokalizacji elektrowni jądrowych powołano Lokalną Komisję Informacyjną, której zadaniem jest informowanie przynajmniej raz w roku lokalnych władz, organizacji pozarządowych NGOs (*non governmental organisations*) oraz społeczności o istotnych kwestiach związanych z eksploatacją i o wszelkich innych sprawach dotyczących obiektów jądrowych, uznanych za interesujące.

Wdrożenie działań usprawniających jest przejrzyste zaplanowane w 3 etapach: krótkim (do końca 2012 roku), średnim (do końca 2014 roku) oraz długim (do końca 2016 roku).

Niektóre aktualne modyfikacje zostaną wprowadzone w zależności od wyników odbywających się analiz.

Ramy czasowe wprowadzenia wszystkich środków usprawniających do końca 2016 roku są ambitne i godne uznania. Niemniej jednak, nie-

które środki zaplanowane do wprowadzenia w dłuższym okresie są kluczowe, np. filtrowane wentylowanie lub instalacja pasywnych, autokatalitycznych rekombinatorów.

W krajowym planie działań Hiszpanii wyodrębnić można kilka dobrych praktyk: wydanie specyficznych tzw. Dodatkowych Instrukcji Technicznych (ITCs) przez urząd dozoru; utrzymanie ścisłej współpracy pomiędzy urzędem a licencjobiorcami w celu nadzorowania procesu wdrażania planu działania; analiza marginesu sejsmicznego dla przyspieszenia 0,3 g, umożliwienie zdalnego dostępu do danych na temat promieniowania (łącznie z danymi o dawkach personelu) organom związanym z postępowaniem awaryjnym oraz alternatywnym centrum awaryjnym w miejscu lokalizacji, a także krajowym awaryjnym centrum wspierającym.

Znaczenie okresowych przeglądów bezpieczeństwa (PSR), które w Hiszpanii są również narzędziem służącym przedłużaniu licencji, jest ciągle wzmacniane przez włączenie w ich zakres procesu zarządzania ciężkimi awariami.

Wyzwaniem dla Hiszpanii jest odpowiednie i terminowe wdrożenie (w sferze zarówno przepisów jak i praktyk postępowania) rezultatów bieżącego przeglądu przez WENRA procesu harmonizacji poziomów referencyjnych odnoszących się do zagrożeń zewnętrznych.

Hiszpania przygotowała przekonujący i skutecznie kontrolowany plan działań w celu osiągnięcia wyższego poziomu bezpieczeństwa w swoich elektrowniach jądrowych w świetle wniosków wyciągniętych z awarii w Fukushima.

Szwecja

Krajowy plan działań jest zgodny pod względem struktury z rekomendacją ENSREG. Zawiera on kompletne informacje na temat planowanych działań po awarii w Fukushima, a także podstawowe informacje na temat europejskiego kontekstu działań oraz na temat szwedzkich elektrowni jądrowych.

Działania wymienione w szwedzkim planie uwzględniają rekomendacje zarówno Grupy ENSREG jak i procesu krajowego wzajemnego prze-

glądu partnerskiego oraz procesu przeglądownego konwencji bezpieczeństwa jądrowego CNS. Jednakże brakuje w nim wyraźnych odniesień tych działań do odpowiadających im zaleceń, co mogłoby być przydatne w procesie oceny. Krajowy plan działań Szwecji prezentuje głównie badania, których celem jest określenie i rozważenie, jakie środki będą wdrożone, z podaniem ram czasowych. Jak dotąd ustalono jasny i napięty harmonogram wdrażania działań. Jednak kolejny etap tj. wdrażanie technicznych i administracyjnych środków będących wynikiem badań, jest złożonym zadaniem stanowiącym wyzwanie w kwestii stworzenia odpowiedniego, kompleksowego i spójnego harmonogramu wdrożenia tych środków. Termin ostateczny na wprowadzenie wszystkich powiązanych ze sobą działań (rok 2020) jest późniejszy niż w większości innych krajów, niemniej jednak wdrożenie większości środków planuje się do końca bieżącego roku, a ostateczny termin nie może jednak zostać podany przed ukończeniem badań. Godny uwagi jest fakt, iż centralny obiekt przechowywania wypalonego paliwa jądrowego CLAB został włączony do testów odpornościowych (*stress tests*).

W Szwecji wyznaczono szczegółowe cele bezpieczeństwa dotyczące przedziału czasu utrzymania bezpiecznego stanu elektrowni od zajścia zdarzenia inicjującego (na przykład w razie totalnej utraty zasilania prądem przemienicznym AC), co może być postrzegane, jako dobra praktyka. Godne uznania jest rozpoczęcie już w latach 1980' wdrażania środków zarządzania ciężkimi awariami. Szwecja wprowadza w tym zakresie ciągłe usprawnienia oraz realizuje obszerne programy modernizacji.

Wdrożeniu niezależnego systemu chłodzenia rdzenia reaktora powinien zostać nadany najwyższy priorytet, a jednocześnie stanowić to będzie duże wyzwanie.

Szwajcaria

Szwajcarski plan działań zawiera jasne i kompleksowe informacje na temat sposobu poprawy bezpieczeństwa elektrowni jądrowych, mając na uwadze rekomendacje i sugestie europej-

skich testów odpornościowych (*European Stress Tests*) oraz wniosków z procesu przeglądownego CNS. Szwajcarski plan działań zachowuje strukturę, jaka była zaproponowana przez ENSREG oraz uwzględnia wszystkie aspekty wyszczególnione w Planie Działań ENSREG.

Wiele środków usprawniających zostało już wprowadzonych; w szczególności odnotować należy utworzenie krajowego magazynu wyposażenia w Reitnu, służącego do zarządzania kryzysowego – ukończone do czerwca 2011 roku. Zadania opisane w krajowym planie działań zostaną ukończone w większości do roku 2015. Ze względu na ważne projekty dotyczące oprzyrządowania wynikające z dodatkowych wymagań dla długoterminowej eksploatacji (specjalny temat czwartej okresowej oceny bezpieczeństwa) proces całkowitego wdrażania ma być ukończony do 2017 roku. Wiele innych działań zostanie ukończonych wcześniej, natomiast określona część działań usprawniających nie ma jasno ustalonych ram czasowych, jako że zakres środków wymaga dalszej analizy. Szczegółowy harmonogram uaktualniany jest corocznie i publikowany w szwajcarskim raporcie urzędu dozoru zatytułowanym: „Plan Działań - Fukushima”. Wszystkie dokumenty dostępne są na szwajcarskiej stronie internetowej urzędu dozoru.

Wyłoniono kilka dobrych praktyk, godnych rozpowszechnienia, a mianowicie: stworzenie wyżej wymienionego krajowego magazynu w Reitnu, utworzenie wieloagencyjnej organizacji ds. ocen (IDA NOMEX), zadbanie, aby wszystkie elektrownie wyposażone były w 7 poziomowy system zasilania prądem przemiennym AC, wdrożenie kompleksowego projektu PEGASOS służącego do ponownej oceny zagrożenia sejsmicznego.

W krajowym planie działań Szwajcarii przedstawiono kwestię analiz czy przywrócenie integralności obudowy bezpieczeństwa po awaryjnym wyłączeniu reaktora na skutek całkowitej utraty zasilania elektrycznego elektrowni (*ang. station blackout*) jest działaniem krytycznym pod względem czasowym. Analizy takie mogą wymagać dalszej wzmożonej uwagi ze strony szwajcarskiego urzędu dozoru ENSI.

Szwajcarskie prawo traktuje bezpieczeństwo jądrowe za proces poddawany ciągłym usprawnieniom. Szwajcaria poczyniła istotne usprawnienia w zakresie bezpieczeństwa w następstwie awarii w Fukushima i posiada przejrzystą strukturę planowania i raportowania, dzięki której będzie wiadomo, kiedy pozostałe, zaplanowane działania zostaną wykonane, a obecnie przewiduje się to na rok 2017.

Ukraina

Ukraiński krajowy plan działań informuje w transparentny sposób jak elektrownie jądrowe na Ukrainie są usprawniane w świetle lekcji z awarii w Fukushima, zgodnie z krajowymi analizami, rekomendacjami i sugestiami Europejskich Testów Odpornościowych oraz wnioskami z procesu przeglądownego konwencji bezpieczeństwa jądrowego CNS.

Krajowy plan działań struktury opracowano w układzie zaproponowanym przez ENSREG oraz uwzględniono w nim wszystkie aspekty wyszczególnione w Planie Działań ENSREG. Ponadto, zgłoszone zostały dodatkowe aspekty związane ze szczególnymi rekomendacjami Wzajemnego Przeglądu Partnerskiego Testów Odpornościowych dla ukraińskich elektrowni jądrowych i środkami poprawy bezpieczeństwa wyłączonej elektrowni jądrowej w Czarnobylu. Krajowy plan działań Ukrainy był omawiany i zaakceptowany podczas otwartego spotkania zarządu krajowego urzędu dozoru. Uczestniczyli w nim również interesariusze, w tym organizacje pozarządowe i media. Realizacja krajowego planu zgodnie z harmonogramem stanowi warunek licencjonowania i jest regularnie monitorowana przez urząd dozoru.

Okresowy przegląd bezpieczeństwa (PSR) stosowany jest do sprawdzania zgodności z warunkami licencjonowania oraz aby wskazać dodatkowe środki wymagające wprowadzenia, jeśli jest to konieczne.

Kilka środków poprawy bezpieczeństwa zostało zdefiniowanych jeszcze przed awarią w Fukushima i podlegają one wdrożeniu w ramach bieżącego „Kompleksowego (Zintegrowanego)

Programu Poprawy Bezpieczeństwa” (dla eksploatowanych elektrowni) oraz „Planu Poprawy Bezpieczeństwa Urządzeń znajdujących się w elektrowni w Czarnobylu”. Zakres i priorytety tych środków zostały sprawdzone z należytą starannością pod względem ich stosowności w świetle awarii w Fukushima.

Jeśli chodzi o filtrowane wentylowanie, Ukraina zatwierdziła – zaraz po awarii w Fukushima, wprowadzenie tego środka w blokach jądrowych VVER-1000. Stosowność jednostek zastosowania go w blokach VVER-440 podlega ciągłym analizom.

W niektórych przypadkach stopień, w jakim ukraiński plan działań uwzględnia rekomendacje/wytyczne Grupy ENSREG, nie był przejrzysty. Wszystkie niejasności zostały omówione i wyjaśnione podczas warsztatów.

Interesujący jest fakt, iż każdy ze środków poprawy bezpieczeństwa jest najpierw wprowadzany w pilotowej elektrowni z reaktorami różnych typów, a dopiero następnie w innych jednostkach wzorując się na doświadczeniu wyniesionym z pilotowej elektrowni jądrowej.

Wielka Brytania

Brytyjski krajowy plan działań podaje kompleksowe i zrozumiałe informacje na temat usprawnień bezpieczeństwa elektrowni w Wielkiej Brytanii w świetle lekcji z awarii w Fukushima, uwzględniając krajowe testy odpornościowe, rekomendacje i sugestie Grupy ENSREG oraz sprawozdanie zbiorcze z Konwencji Bezpieczeństwa Jądrowego (CNS).

Brytyjski krajowy plan działań posiada strukturę zaproponowaną przez Grupę ENSREG. Ponadto dodane zostały w nim następujące tematy: kontrola w zakresie planowania, podejście do analiz bezpieczeństwa, przeprowadzenie badań, strategii postępowania z wypalonym paliwem, umiejętności ludzkie oraz efektywność.

Krajowy plan działań Wielkiej Brytanii opublikowany jest na stronie internetowej brytyjskiego dozoru jądrowego ONR⁴, wraz z raportem

wdrażania i innymi istotnymi dokumentami. Dodatkowo, aby poprawić swoją transparentność i otwartość Wielka Brytania umieściła również na stronie internetowej rekomendacje.

Wszystkie zaplanowane działania zostaną wdrożone do końca 2014 roku, ale większość z nich ma być wprowadzona już w 2013 roku, co stanowi napięty harmonogram. Wiele działań to badania, analizy, oceny, a także wynikające z nich potrzeby modyfikacji. Obecnie nie ma w planach żadnych modyfikacji projektowych wynikających z przeprowadzonych badań, poza kwestią filtrowanego wentylowania obudowy, która jest rozważana. Niedługo po awarii w Fukushima zakupiono dodatkowe, wspierające wyposażenie oraz pasywne autokatalityczne rekombinatory, które były instalowane w EJ Sizewell B w kwietniu 2013 roku.

Korzystne dla bezpieczeństwa, szybkie w realizacji działania były podjęte w reaktorze Magnox Wylfa.

Wielka Brytania wyodrębniła kilka działań dotyczących gotowości awaryjnej, łącznie z przyszłym programem ćwiczeń do testowania reagowania na awarie o skutkach ograniczonych do miejsca lokalizacji EJ, awarii o skutkach poza terenem EJ oraz jednoczesnej awarii w kilku blokach jądrowych w tej samej lokalizacji, o dużej skali i w długim okresie czasu, wymagającej reagowania na poziomie rządu. Ćwiczenie krajowe planowane jest na wiosnę 2014 roku.

Tematem dyskusji pozostają metodologie ponownej oceny marginesów zagrożeń w celu potwierdzenia braku efektu klifowego (*cliff edge effect*). Kolejnym dodatkowym aspektem gotowości awaryjnej jest dostępność wielofunkcyjnego, modułowego pomieszczenia służącego jako jednostka dowodzenia, a także innego wyposażenia wspierającego działania interwencyjne, umieszczonego w specjalnych, strategicznych składach, z równoczesnym objęciem wszystkiego 20-letnim kontraktem na jego utrzymanie i konserwację gwarantującą operatywność w sytuacjach awaryjnych (w długim okresie czasu), co uznane zostało za dobrą praktykę.

⁴ Office of Nuclear Regulation

Stanowiska 4. i 5. WENRA wobec kluczowych problemów bezpieczeństwa nowych elektrowni jądrowych

Tadeusz Białkowski, Maciej Jurkowski
Państwowa Agencja Atomistyki

Stanowisko 4: Zabezpieczenia celem zminimalizowania możliwości stopienia rdzenia oraz jego skutków radiologicznych

Wydane przez WENRA cele bezpieczeństwa nowych elektrowni jądrowych zawierają Cel O3. „Awarie ze stopieniem rdzenia”¹:

Celem tym jest ograniczenie potencjalnych uwolnień substancji promieniotwórczych do środowiska w wyniku awarii ze stopieniem rdzenia (ciężkie awarie), również w dłuższej perspektywie², zgodnie z dwoma kryteriami jakościowymi poniżej (stanowisko 4 dotyczy drugiego z nich):

- awarie ze stopieniem rdzenia, które mogłyby prowadzić do wczesnych³ lub dużych⁴ uwolnień muszą być praktycznie wyeliminowane;
- w przypadku awarii ze stopieniem rdzenia, które nie zostały praktycznie wyeliminowane, muszą być przyjęte zabezpieczenia projektowe zapewniające, aby tylko ograniczone w zakresie i czasie środki ochronne były potrzebne dla społeczeństwa (by nie było potrzeby trwałego przesiedlenia,

¹ Cele te zawarto w Oświadczeniu WENRA z listopada 2010 roku – wersja polska patrz biuletyn BJiOR nr 4(82)/2010 – str. 27).

² Dłuższa perspektywa: biorąca pod uwagę czas, w którym funkcje bezpieczeństwa muszą być zachowane. To może być miesiąc lub rok, w zależności od scenariusza awarii. Definicja ta różni się od długoterminowych ograniczeń określonych przy konsumpcji żywności.

³ Wczesne uwolnienia: sytuacje, które wymagają środków nadzwyczajnych, przy braku czasu na ich wykonywanie.

⁴ Duże uwolnienia: sytuacje, które wymagają środków ochronnych dla społeczeństwa, które nie mogą być ograniczone obszarem lub w czasie.

ani ewakuacji poza bezpośrednim sąsiedztwem elektrowni jądrowej, przebywania w pomieszczeniu zamkniętym, długoterminowych ograniczeń w spożyciu żywności) oraz zapewnione było wystarczająco dużo czasu na wdrożenie tych środków.

Te **ograniczone w zakresie środki ochronne w bezpośrednim sąsiedztwie EJ (ograniczone środki ochronne)**⁵ oznaczają np. możliwość potrzeby ewakuacji w promieniu nie większym niż 3 km od reaktora (strefa ewakuacji), oraz możliwość potrzeby pozostania w pomieszczeniach zamkniętych (ukrycia) i stosowania profilaktyki jodowej w promieniu nie większym niż 5 km od reaktora (strefa ukrycia). Poza tą strefą nie powinny także wystąpić długoterminowe ograniczenia w spożyciu żywności.

Zabezpieczenia projektowe wprowadzane celem radzenia sobie z awariami ze stopieniem rdzenia reaktora

Cel bezpieczeństwa O3 zakłada, że elektrownie jądrowe muszą być zaprojektowane w taki sposób, że nawet w razie awarii ze stopieniem rdzenia ludność potrzebuje tylko ograniczonych środków ochronnych w zakresie i czasie oraz dysponuje wystarczającym czasem na ich wdrożenie. Powinno być przy tym realizowane każde racjonalnie osiągalne rozwiązanie, które dodatkowo zmniejszy dawki promieniowania otrzymywanego przez pracowników lub ludność oraz zmniejszy konsekwencje środowiskowe.

W przypadku takiej awarii, struktura obudowy

⁵ Przyp. autorów



PAŃSTWOWA
AGENCJA
ATOMISTYKI

INFORMATOR

- WYDARZENIA
 - WSPÓLPRACA Z ZAGRANICĄ
 - PUBLIKACJE PRASOWE
- Zobacz także: www.paa.gov.pl

NR III - WRZESIEŃ 2013

WYDARZENIA

Debata na temat przyszłości energetyki jądrowej w Polsce

Polska Agencja Prasowa w dniu 3. lipca 2013 r., zorganizowała debatę na temat przyszłości energetyki jądrowej w Polsce.



Uczestniczący w debacie Maciej Jurkowski, wiceprezes PAA i Główny Inspektor Dozoru Jądrowego

Celem debaty było określenie szans realizacji Programu Polskiej Energetyki Jądrowej (PPEJ) i omówienie uwarunkowań politycznych i ekonomicznych mających wpływ na realizację tego programu. W czasie debaty przedstawione zos-

tały także kwestie związane z wyborem lokalizacji i technologii, z zasadami finansowania, opłacalności produkcji „energii z atomu” oraz możliwości zaangażowania polskich przedsiębiorstw w budowę elektrowni jądrowej. Zaprezentowane zostały również najważniejsze zagadnienia dotyczące bezpieczeństwa w energetyce jądrowej.

W debacie udział wzięli m. in: Aleksander Grad, prezes zarządu PGE EJ, Przemysław Ligenza, p.o. prezesa Urzędu Dozoru Technicznego, Zbigniew Kubacki, dyrektor Departamentu Energii Jądrowej w Ministerstwie Gospodarki, Dariusz Lubera, prezes Tauron Polska Energia, Grzegorz Górski, prezes GDF Suez Energia Polska S.A. i członek zarządu GDF SUEZ Energy Europe (GSEE), profesor Grzegorz Wrochna, dyrektor Narodowego Centrum Badań Jądrowych, Maciej Jurkowski wiceprezes i Główny Inspektor Dozoru Jądrowego Państwowej Agencji Atomistyki. Moderatorem spotkania była Agnieszka Łakoma, dziennikarka z Polskiej Agencji Prasowej.

Odpowiedzialność za realizację energetyki jądrowej ponosi Ministerstwo Gospodarki, a Spółka PGE EJ zajmuje się przygotowaniem i realizacją projektu pierwszej elektrowni jądrowej w Polsce. Spółka PGE EJ wiosną tego roku zleciła przeprowadzenie badań środowiskowych i lokalizacyjnych, a obecnie kończy postępowanie zmierzające do wyłonienia inżyniera kontraktu, który będzie wspierał ją na każdym etapie przygotowań.

Istotnym partnerem strony rządowej jest urząd dozoru jądrowego, który nadzoruje i dba o to, aby projekt był realizowany z uwzględnieniem wszystkich wymogów bezpieczeństwa jądrowego. W tym względzie Państwowa Agencja Atomistyki odgrywa istotną rolę przy uzyskaniu akceptacji społecznej dla tego programu na etapach projektu budowy i eksploatacji.

Prezes PGE-EJ1 pytany o opóźnienia w Programie Polskiej Energetyki Jądrowej stwierdził, że tempo jego realizacji nieco spowolniło, ale część tego co było nakreślone w projekcie programu w 2010 r. zostało już zrealizowane zgodnie z planem. Aleksander Grad stwierdził, że obecnie są do załatwienia trzy sprawy ważne dla przyszłości energetyki jądrowej w Polsce:

- przyjęcie przez rząd Programu Polskiej Energetyki Jądrowej;
- określenie reguł dotyczących przewidywalności ekonomicznej projektu jądrowego;
- dokończenie opracowywania aktów prawnych odnoszących się do PPEJ.

Dyrektor Zbigniew Kubacki z MG dodał, że nowa zmodyfikowana wersja programu PPEJ jest gotowa i w lipcu br. trafi do uzgodnień międzyresortowych. We wrześniu PPEJ powinien być przyjęty przez rząd, a w harmonogramie jako termin zakończenia budowy I bloku jądrowego przyjęto koniec 2024 r.

Prezes Przemysław Ligenza potwierdził, że termin 2024 r. jest jak najbardziej realny, ale wymaga sprawnego podejmowania decyzji i skutecznej koordynacji prac, zarówno po stronie Ministerstwa Gospodarki w kwestii programu energetyki jądrowej, po stronie inwestora w zakresie przygotowania prowadzenia inwestycji, jak również PAA i innych instytucji, które w ten projekt będą zaangażowane. Podkreślił również, że Urząd Dozoru Technicznego stanowi jeden z urzędów zapewniających spełnienie wymagań bezpieczeństwa począwszy od fazy

projektowania elektrowni jądrowej, następnie w trakcie budowy, rozruchu i eksploatacji, a skończywszy na likwidacji.

Prezes Grzegorz Górski dodał, że spółka PGE już na etapie lokalizacji zebrała zespół dobrych fachowców, którzy prowadzili podobne inwestycje za granicą i są w stanie zgodnie z harmonogramem zrealizować program. "Pytanie, czy elektrownia jądrowa ma szansę powstania należy skierować do rządu. Chodzi o wsparcie i zapewnienie choćby minimalnego zwrotu inwestorom, gdyż sytuacja w Europie zmieniła się dramatycznie. Aby zbudować EJ potrzebne jest wsparcie państwa i powinna być zapewniona forma pomocy publicznej zatwierdzona przez Komisję Europejską"- powiedział G. Górski.

Prof. Grzegorz Wrochna wyjaśnił, że obecnie nie chodzi o to, by państwo dokładało do projektu jądrowego, ale o to, by określiło zasady i rozwiązania dające ekonomiczną przewidywalność projektu. Ewentualne wsparcie państwa dla projektu jest w pewnym sensie kupowaniem bezpieczeństwa energetycznego kraju.

Maciej Jurkowski z Państwowej Agencji Atomistyki mówił o roli dozoru jądrowego jako gwarancji zapewnienia bezpieczeństwa jądrowego w procesie realizacji Polskiego Programu Energetyki Jądrowej (PPEJ).

W odpowiedzi na pytanie dotyczące bezpiecznej realizacji projektu elektrowni jądrowej wiceprezes Maciej Jurkowski stwierdził, że operator zapewniający bezpieczeństwo elektrowni jądrowej, jest wyraźnie "oddzielony" od strony kontrolującej i nadzorującej bezpieczeństwo. Mówił też o zadaniach Prezesa PAA - jakie są obecnie i jakie będą w przyszłości. W przygotowaniach infrastruktury dozоровej można wyróżnić dwa etapy:

- pierwszy, polegający na pracach nad przygotowaniem nowelizacji Prawa atomowego oraz aktów wykonawczych do tej ustawy (został zrealizowany),
- drugi, polegający na przygotowaniu samej

infrastruktury pod względem kadrowym i organizacyjnym.

Obecnie zwiększany jest stan osobowy PAA. Zatrudniani są nowi pracownicy i eksperci w poszczególnych branżach istotnych dla realizacji zadań dozoru jądrowego w odniesieniu do elektrowni jądrowej.

W procesie nadzoru nad obiektami jądrowymi istotne jest sformułowanie wymagań bez pieczeństwa na poszczególnych etapach powstawania i funkcjonowania przyszłej elektrowni jądrowej. Proces taki miał miejsce w latach 2009-2011 i ostatnio poprzez wydane przez Radę Ministrów i opracowane w PAA szczegółowe rozporządzenia wykonawcze obejmujące poszczególne fazy realizacji projektu jądrowego. W celu uzyskania zezwolenia na budowę, a później na rozruchu i eksploatacji elektrowni inwestor dokonuje wyboru lokalizacji, projektu, przeprowadza analizy bezpieczeństwa, sporządza raport bezpieczeństwa, który przedstawia Prezesowi PAA do zatwierdzenia.

Od wejścia w życie znowelizowanego Prawa atomowego, czyli od lipca 2011 r. do stycznia 2013 r., opracowano i wydano trzynaście nowych rozporządzeń, z których połowa dotyczy istotnych etapów realizacji projektu obiektu jądrowego.

Maciej Jurkowski podkreślił, że w wydanych rozporządzeniach podano, czego oczekuje od inwestora dozór jądrowy w procesie licencjonowania. W rozporządzeniach precyzyjnie sformułowane zostały wymagania bezpieczeństwa obiektów jądrowych.

W Prawo atomowe wbudowano pewne mechanizmy, które pozwalają na konsultowanie na bieżąco zagadnień mogących budzić wątpliwości u przygotowującego raport bezpieczeństwa. Taki mechanizm przewidziano dla opracowania raportu lokalizacyjnego.

Prezes PAA, pomimo, że nie wydaje zezwolenia lokalizacyjnego, jest zobowiązany do wydania wyprzedzającej opinii lokalizacyjnej, jeśli wystąpi o nią inwestor. Prezes wydaje także

opinię dotyczącą szczegółowych zagadnień technicznych i organizacyjnych na etapie licencjonowania, czyli wydawania zezwolenia na budowę, rozruch, eksploatację elektrowni jądrowej.

Debata była transmitowana on-line na stronie www.p.a.p.l



Elżbieta Zalewska,
Gabinet Prezesa PAA

WYDARZENIA

Zmieniamy się. Nowe logo PAA

PAA ma nowe logo i nową oprawę graficzną dzięki systemowi identyfikacji wizualnej. Dotychczasowy logotyp identyfikował PAA od 30 lat.

Tą zmianą chcemy podkreślić, że jesteśmy nowoczesną i profesjonalną instytucją nadzorującą bezpieczeństwo jądrowe i ochronę radiologiczną. Zatrudniamy wykwalifikowaną kadrę specjalistów z różnych dziedzin, dzięki którym jeszcze lepiej możemy wypełniać nasze obowiązki. Nadzorujemy bezpieczne wykorzystanie promieniowania jonizującego w obiektach jądrowych, składowisku odpadów promieniotwórczych, firmach i instytucjach wykorzystujących źródła promieniotwórcze, zwłaszcza w szpitalach, ośrodkach naukowych i badawczych. Wprowadzając nowe logo chcemy mocniej podkreślić przekształcenia, jakim podlega nasza instytucja.

W 2009 r. rząd Polski podjął decyzję o rozpoczęciu przygotowań do wdrożenia Programu Polskiej Energetyki Jądrowej. Program ten przewiduje, że to właśnie Państwowej Agencji Atomistyki przypadnie zadanie dbania, by wytwarzanie energii elektrycznej z rozszczepień jąder atomowych było prowadzone w sposób

bezpieczny. Dlatego Państwowa Agencja Atomistyki intensywnie zmienia się i przygotowuje, zarówno do realizacji nowych zadań, jak i jeszcze lepszego pełnienia dotychczasowych obowiązków. Zmiana struktury PAA ma pomóc w osiągnięciu synergii całej grupy specjalistów z tej dziedziny w realizacji swoich zadań i zapewnić korzyści społeczeństwu.

Nowy logotyp PAA ma nawiązywać do dotychczasowego symbolu, stanowiąc jego unowocześnioną i uproszczoną kontynuację. Zachowano charakterystyczny układ typograficzny i rozpoznawalne inicjały agencji. Uproszczona została orbitka dotychczasowego symbolu. Przede wszystkim jednak nowe logo PAA jest prostsze. Wraz z logotypem zmieniła się oprawa wizualna PAA. Zmie-

niono również serwis internetowy agencji zarówno pod względem graficznym, jak i rozkładu treści. Zawieszona została biała tablica informacyjna z wykazem kierowników wszystkich komórek organizacyjnych podległych prezesowi PAA. Nowe logo pojawiło się też na stronie internetowej PAA i części materiałów promocyjnych, które nabrały spójnego i jednorodnego charakteru. Nowe logo sukcesywnie wprowadzane jest na materiałach promocyjnych: tablicach, ściankach, rollupie, czy gadżetach.

System identyfikacji wizualnej (SIW)

System identyfikacji wizualnej obejmuje zasady zawarte w księdze znaku i księdze identyfikacji wizualnej. Księga znaku składa się z budowy logo, wariantów logotypu, wariantów angielskich, siatki modułowej, typografii, z kilku wersji; podstawowej, monochromatycznej (skala szarości) i achromatycznej, pola ochronnego, oznaczonej wielkości logo, wyszczególnionych błędów w użyciu logo, skalowania oraz wariantów teł. Księga znaku zakłada niezmiennie stałe proporcje, układ

poszczególnych elementów, uwzględniając pole ochronne. Znak należy skalować proporcjonalnie, nie rozdzielając poszczególnych elementów. Nie wolno zmieniać kształtu, wyglądu, czy budowy logo. Znak graficzny PAA zbudowany jest z akronimu PAA z orbitką oraz nazwy Państwowa Agencja Atomistyki. Logo występuje w zależności od potrzeb w trzech kompozycjach: poziomej, pionowej i pośredniej. Logotyp stanowią inicjały nazwy agencji w kolorze białym lub czarnym z czerwono-białą lub białą orbitką w zależności od koloru zastosowanego tła: białego, niebieskiego lub czarnego. Księga identyfikacji wizualnej, zawiera zapisane zasady kształtowania jednolitego wizerunku PAA. Odpowiedzialny za przygotowanie nowego systemu identyfikacji wizualnej PAA był Zespół Gabinetu Prezesa PAA.

Stanisław Janikowski, Elżbieta Zalewska,
Gabinet Prezesa PAA

WYDARZENIA

Warsztaty szkoleniowe analiz bezpieczeństwa reaktorów jądrowych

Dzięki staraniom Instytutu Techniki Ciepłej Politechniki Warszawskiej we współpracy z firmą AREVA zorganizowane zostały w dniach 9 i 10 września 2013 r. warsztaty szkoleniowe „Analizy Bezpieczeństwa w Reaktorach Jądrowych”. Odbyły się one w ramach realizowanego w strategicznym projekcie badawczym „Technologie wspomagające rozwój bezpiecznej energetyki jądrowej” zadania badawczego pt. „Opracowanie metod i wykonanie analiz bezpieczeństwa w reaktorach jądrowych przy za-

burzeniach w odbiorze ciepła w warunkach ciężkich awarii” pod kierunkiem prof. nzw. dr hab. inż. Konrada Świrskiego.

Analizy bezpieczeństwa energetycznych reaktorów jądrowych stanowią bardzo istotny element ocen bezpieczeństwa już pracujących i budowanych, a także projektowanych i planowanych elektrowni jądrowych. Polska jest krajem planującym rozwój energetyki jądrowej i bardzo ważne jest posiadanie wyszkolonej kadry naukowo-technicznej, która byłaby w stanie wykonać stosowane analizy bezpieczeństwa dla przyszłej elektrowni jądrowej. Oczywiście analizy takie wykonuje u siebie każdy dostawca elektrowni, ale powtórzenie ich, a często także rozszerzenie zakresu wykonywanych analiz powinno spoczywać na odpowiedniej instytucji w kraju budującym elektrownię jądrową. Analiz takich dla krajowego urzędu dozoru jądrowego, w naszym przypadku Państwowej Agencji Atomistyki, podejmą się krajowe ośrodki (organizacje) wsparcia technicznego, ale wymaga to zatrudnienia i przeszkolenia odpowiedniej kadry specjalistów. Przygotowanie kadry prowadzone jest latach 2011-2014 poprzez realizację projektu badawczego kierowanego przez Narodowe Centrum Badań i Rozwoju.

Przed rozpoczęciem warsztatów przedstawione zostały istniejące możliwości obliczeniowe modelowania reaktorów jądrowych za pomocą kodów RELAP5 (analizy cieplnohydrauliczne w obiegu pierwotnym reaktora) i MELCOR (analiz stopienia się rdzenia reaktora) oraz przedstawiania wyników w środowisku graficznym SNAP - *Symbolic Nuclear Analysis Package* - przystosowanym do tworzenia modeli obliczeniowych dla szeregu kodów numerycznych m. in: RELAP5, TRACE, PARCS, MELCOR itd. Prezentacje graficzne są bardzo istotne wobec wymaganej szczegółowości odtworzenia geometrycznego modelowanego reaktora wraz z towarzyszącymi urządzeniami oraz

opracowywania i przedstawiania wyników w postaci odpowiednich wykresów i animacji. W dalszej części warsztatów przedstawiony został stan zaawansowania realizacji projektu określonego skrótem SARWUT (*Safety Analysis Report at Warsaw University of Technology*), zaprezentowano reaktor EPR firmy AREVA i omówiono wyniki przeprowadzonych obliczeń dotyczących trzech scenariuszy wydarzeń:

1. małe rozerwanie rurociągu obiegu chłodzenia reaktora ciśnieniowego z trzema wytwornicami pary za pomocą kodów RELAP5 i CATHAR,
2. rozerwanie rurociągu o powierzchni 20 cm² w zimnej gałęzi obiegu chłodzącego reaktor za pomocą kodu REPAP5,
3. utrata zasilania zewnętrznego dla reaktora EPR za pomocą kodów MELCOR i MAAP.

Przedstawione wyniki obliczeń wykonanych przez realizatorów zadania badawczego porównane zostały w trybie roboczym z wynikami obliczeń zaprezentowanych przez firmę AREVA. Następnie dyskutowano nad występującymi różnicami w otrzymywanych wynikach obliczeń (dot. przebiegów temperatury i poziomu wody itd.) przez różne kody obliczeniowe w ramach zorganizowanego okrągłego stołu i wskazano kierunki dalszych prac nad lepszą zbieżnością wyników kodów obliczeniowych.

Na zakończenie przedstawicielka firmy AREVA, p. Emmanuelle Contargyris-Olivier wygłosiła wykład pt. „Analiza bezpieczeństwa dla nowobudowanej elektrowni”, w którym podsumowała kierunki działań w celu zapewnienia bezpieczeństwa nowobudowanym obiektom jądrowym. Działania te podzielone zostały na cztery strefy dotyczące: projektu koncepcyjnego, projektowania podstawowego i szczegółowego oraz procesu licencyjnego. Wyższy poziom bezpieczeństwa osiągnąć jest poprzez wykonanie projektu ewolucyjnego (w stosunku do istniejących elektrowni) oraz ugruntowanie podejścia „obrony strefowej” i („obrony w głąb”). Wiąże to się również z większą

odpowiedzialnością w projektowaniu poprzez stosowanie zasady redundancji i rozdzielania systemów zapewnienia bezpieczeństwa, minimalizację wpływu błędów człowieka oraz zapewnienie większej odporności przed zagrożeniami zewnętrznymi. W zakresie projektowania podstawowego chodzi o zapewnienie bezpieczeństwa w czasie pracy i wyłączenia reaktora. Analizy bezpieczeństwa prowadzone są jako deterministyczne (rozważenie wszystkich możliwych sytuacji) i probabilistyczne (rozważenie sytuacji z uwzględnieniem prawdopodobieństwa ich wystąpienia). Rozważania prowadzone są zarówno dla awarii projektowych i pozaprojektowych (zwanymi tu rozszerzonymi) wraz z przyjętymi kryteriami akceptacji końcowego wyniku obliczeń w odniesieniu do stanu technicznego reaktora i otoczenia. Analizy te są wykorzystywane do stwierdzenia, że założone ciągi awaryjne prowadzące do poważnych skutków awarii są praktycznie wyeliminowane. Na końcu stwierdzono, że kody obliczeniowe i zastosowana metodologia muszą być zatwierdzone i sprawdzone dla prowadzenia określonych analiz bezpieczeństwa.

W warsztatach, oprócz organizatora Instytutu Techniki Ciepłej Politechniki Warszawskiej uczestniczyli przedstawiciele Narodowego Centrum Badań Jądrowych (NCBJ) w Świerku, Instytutu Chemii i Techniki Jądrowej (ICHTJ), Politechniki Gdańskiej, Politechniki Śląskiej, Polskiej Grupy Energetycznej - Elektrownia Jądrowa 1 (PGE EJ1), Państwowej Agencji Atomistyki (PAA), Stowarzyszenia SEREN, Polskiego Towarzystwa Nukleonowego (PTN) oraz autorzy prezentacji z firmy AREVA i przedstawiciel firmy EDF w Polsce – łącznie 54 osoby.

Andrzej Mikulski,
radca Prezesa, Gabinet Prezesa PAA

WYDARZENIA

Udział PAA w pracach Rady Unii Europejskiej

W trzynastu spotkaniach zespołu technicznego powołanego przez WPAQ uczestniczyli eksperci ds. ochrony radiologicznej z Państw Członkowskich. Polska była reprezentowana przez specjalistów z PAA oraz w niektórych przypadkach przedstawiciele Ministerstwa Zdrowia (sprawy narażeń medycznych), Ministerstwa Transportu Budownictwa i Gospodarki Morskiej (promieniotwórczość materiałów budowlanych). Głównym tematem prac na posiedzeniach tej grupy były zagadnienia związane z projektem dyrektywy Rady UE w sprawie podstawowych norm bezpieczeństwa dotyczących ochrony zdrowia przed promieniowaniem jonizującym pracowników i ogółu ludności tzw. dyrektywa *Basic Safety Standards - BSS*.

Powyższy dokument ma zastąpić zdezaktualizowaną dyrektywę nr 96/29/Euratom pod tym samym tytułem. Nowy projekt dokumentu scala pięć następujących, dotychczas niezależnych, dyrektyw:

- Dyrektywa Rady 96/29 ustanawiająca podstawowe normy bezpieczeństwa w zakresie ochrony zdrowia pracowników i ogółu społeczeństwa przed zagrożeniami wynikającymi z promieniowania jonizującego,
- Dyrektywa Rady 97/43 w sprawie ochrony zdrowia osób fizycznych przed niebezpieczeństwem wynikającym z promieniowania jonizującego związanego z badaniami medycznymi,
- Dyrektywa Rady 89/618 w sprawie informowania ogółu społeczeństwa o środkach ochrony zdrowia, które będą stosowane oraz działaniach, jakie należy podjąć w przypadku pogotowia radiologicznego (zdarzenia

radiacyjnego),

- Dyrektywa Rady 90/641 w sprawie praktycznej ochrony pracowników zewnętrznych, narażonych na promieniowanie jonizujące podczas pracy na terenie kontrolowanym,
 - Dyrektywa Rady 2003/122 w sprawie kontroli wysoce radioaktywnych źródeł zamkniętych i odpadów radioaktywnych,
 - oraz zalecenia Komisji dotyczące narażenia radonowego osób w budynkach mieszkalnych.
- Proponowany dokument stanowi uproszczenie legislacji europejskiej, uwzględnia nowe dane w zakresie ochrony radiologicznej przedstawione m. in. w publikacji ICRP Nr103 i stanowi próbę zharmonizowania dyrektywy Rady UE-BSS z normami bezpieczeństwa MAEA-BSS i ujednolicenia definicji i pojęć stosowanych w ochronie radiologicznej.

Prace zespołu technicznego miały charakter dyskusji eksperckich nad wybranymi zagadnieniami, a wnioski stanowiły podstawę do dyskusji na plenarnych posiedzeniach WPAQ. Prace nad BSS, zapoczątkowane w czasie prezydencji polskiej, ukończono w czerwcu przyjęciem kompromisowego tekstu zaakceptowanego przez wszystkie Państwa Członkowskie i Komisję Europejską. W najogólniejszym ujęciu zagadnienia będące przedmiotem najintensywniejszych prac dotyczyły:

- wprowadzenia nowego podziału na sytuację narażenia: planowanego, istniejącego i wyjątkowego (awaryjnego),
- wprowadzenie nowych dawek oraz metodologii oceny tych dawek, a w szczególności:
 - zmiany wartości dawek granicznych dla soczewek oczu (20mSv/rocznie) dla pracowników zawodowo narażonych,
 - wprowadzenie nowych wartości współczynników wagowych tkanki w_t i promieniowania w_R ,
 - wprowadzenie nowych tkanek i organów objętych wartościami w_t ,
 - wprowadzanie dla pracowników rocznej skutecznej dawki granicznej wynoszącej

20mSv, - wyeliminowanie zapisu (z poprzedniej dyrektywy) umożliwiającego państwom członkowskim ustanawianie bardziej rygorystycznej wartości rocznej skutecznej dawki granicznej,

- wprowadzenie do systemu ochrony radiologicznej narażenia pochodzącego od naturalnego źródła promieniowania jonizującego na tych samych zasadach, jak narażenia pochodzącego od źródeł sztucznych, a w szczególności:
 - ustanowienie jednolitej wartości poziomu referencyjnego wynoszącego 300Bq/m^3 jako wartości średniorocznej,
 - ustanowienie tej samej wartości dla stanowisk pracy,
 - przyjęcie jednolitej metodologii określenia zawartości radionuklidów naturalnych w materiałach budowlanych,
 - zobligowanie państw członkowskich do opracowywania długofalowych planów działania w zakresie obniżenia narażenia radonowego.
- wprowadzenie do systemu kontroli radiologicznej zasady stopniowego podejścia *graded approach* określającego 3 poziomy kontroli dozоровej związanej z prowadzeniem określonych działalności poprzez:
 - wydawanie zezwoleń,
 - rejestrację,
 - zgłoszenia,
- określenie warunków i wymogów dla obrazowania ciała ludzkiego przy użyciu promieniowania jonizującego w celach niemedycejskich (kontrola w portach lotniczych, na przejściach granicznych, w ważnych instytucjach państwowych, dużych skupiskach, np. stadiony).

Powyższe informacje ukazują tylko część prac i część zagadnień, które były przedmiotem obrad zarówno na posiedzeniach zespołu technicznego WPAQ, jak i sesjach plenarnych WPAQ.

Andrzej Merta,

radca Prezesa, Gabinet Prezesa PAA

Potrzebne, uspokajające informacje PAA dla szerokiej publiczności

Pod koniec lipca br. w polskich mediach pojawiły się pogłoski o rzekomym poważnym zdarzeniu w jednym z obiektów jądrowych w krajach sąsiadujących z Polską. Najczęściej wymieniano Ukrainę.

PAA wydało specjalny komunikat na ten temat informując, że PAA nie potwierdza podwyższonej radiacji. W komunikacie napisano m.in. "Centrum ds. Zdarzeń Radiacyjnych, działające w Państwowej Agencji Atomistyki, nie otrzymało żadnych informacji o jakimkolwiek o zaistniałym zdarzeniu związanym z podwyższeniem radiacji, czy niekontrolowanym uwolnieniem substancji promieniotwórczych do środowiska na terenie państw położonych na wschód od Polski". Poinformowano także, że 27 lipca br. na mocy umowy dwustronnej z Ukrainą, ukraiński odpowiednik PAA w odpowiedzi na zapytanie Agencji, zaprzeczył jakoby na terenie Ukrainy doszło do jakiegokolwiek zdarzenia oraz potwierdzono, że ukraiński system monitoringu skażeń, podobnie, jak nasz polski, nie zanotował odchyień od normy. Ponadto informacji o zdarzeniu nie potwierdziła Międzynarodowa Agencja Energii Atomowej.

Rzeczniczka prasowa Prezesa PAA Monika Kaczyńska zdementowała informacje o plotce udzielając wywiadów dla Radia RMF, Radia ZET, Radia Maryja i portali internetowych onet.pl i wp.pl. Wystąpiła również w dniu 31 lipca br. w Faktach TVN wypowiadając się na temat rzekomego wybuchu EJ u jednego z naszych wschodnich sąsiadów oraz działania systemu monitorowania sytuacji radiacyjnej w naszym kraju.

W sierpniu na stronie internetowej PAA ukazała się informacja PAA w sprawie sytuacji w Fukushima. W komunikacie podpisanym przez rzeczniczkę prasową Monikę Kaczyńską stwierdza się m.in.: „W mediach polskich i zagranicznych pojawiły się doniesienia na temat przedostawania się skażonej promieniotwórczo wody z terenu likwidowanej elektrowni jądrowej Fukushima Dai-ichi do Oceanu Spokojnego. W związku z tym Państwowa Agencja Atomistyki informuje, że otrzymała informacje o sytuacji na terenie EJ Fukushima Dai-ichi dotyczącej skażenia wód podziemnych substancjami promieniotwórczymi.

Jednocześnie brak jest informacji, by zawartość pierwiastków promieniotwórczych w wodach oceanu przekroczyła dopuszczalny, bezpieczny poziom.

PAA zapewnia, że sytuacja w Fukushima nie stanowi zagrożenia dla Polski ani nie ma globalnego wpływu. PAA stale (24 h na dobę) monitoruje sytuację radiacyjną w kraju. Jeżeli Agencja uzyska nowe informacje w tej sprawie zostaną one niezwłocznie przekazane opinii publicznej”.

Na stronie internetowej PAA pod adresem: <http://www.paa.gov.pl/node/431> można też znaleźć dodatkowe informacje uzupełniające i wyjaśnienia eksperckie.



Analiza zdarzenia przez eksperta W. Kiełbasę z PAA w czasie trwania rozmowy w Faktach TVN 24
Ekspert Władysław Kiełbasa z PAA wypowiadał się w TVN 24 na temat sytuacji na terenie EJ Fukushima dotyczącej nieszczelności zbiorników na wodę skażoną.

Elżbieta Zalewska, Gabinet Prezesa PAA

bezpieczeństwa reaktora (*containment*) jest główną barierą chroniącą środowisko przed substancjami promieniotwórczymi. Ważne jest, aby zachować integralność tej bariery przez cały czas trwania awarii. Zapewnienie szczelności obudowy bezpieczeństwa musi być wspomagane tzw. **uzupełniającymi cechami bezpieczeństwa** zawartymi w projekcie obiektu oraz stosowanych procedurach w celu złagodzenia skutków wspomnianej awarii. W związku z tym, zarówno obudowa bezpieczeństwa jak i systemy zarządzania awarią stopienia rdzenia muszą być zaprojektowane zgodnie z celem bezpieczeństwa O3, a uwolnienia substancji promieniotwórczych podczas ciężkich awarii, począwszy od dowolnych stanów eksploatacyjnych, tak niskie jak to tylko możliwe. Każde zdarzenie powstałe w wyniku sytuacji, w której cel bezpieczeństwa O3 nie jest spełniony, jest uważane za awarię funkcjonowania obudowy bezpieczeństwa.

Muszą być zastosowane rozwiązania zapobiegające awariom, które wymagałyby działań ochronnych dla ludności, które nie mogłyby być uznane za ograniczone w zakresie i czasie (duże uwolnienia), a także zabezpieczenia, przed awariami wymagającymi działań ochronnych dla ludności, dla których nie byłoby wystarczającej ilości czasu na ich wdrożenie (wczesne uwolnienia). Zabezpieczenia te mają uczynić te awarie fizycznie niemożliwymi, lub takimi, by z wysokim stopniem pewności można było uważać, że ich powstanie jest bardzo mało prawdopodobne. Stanowisko 5 „Praktycznej eliminacji” omawia ten temat, podając przykłady „bypassów” obudowy bezpieczeństwa i sekwencje stopienia paliwa w basenach zużytego paliwa.

Aby niezawodnie utrzymywać barierę obudowy bezpieczeństwa (w dłuższej perspektywie⁶):

- W postulowanych awariach ze stopieniem rdzenia wymagane **uzupełniające cechy bezpieczeństwa** (poziom 4 obrony w głąb DiD), specjalnie zaprojektowane dla spełnienia funkcji bezpieczeństwa, muszą być nie-

zależne w rozsądnym zakresie od systemów i elementów konstrukcji (SSCs) na innych poziomach obrony w głąb. Niezależność poziomów jest omówiona w Stanowisku 2;

- **Uzupełniające cechy bezpieczeństwa** zaprojektowane specjalnie do spełnienia funkcji bezpieczeństwa wymaganych przy postulowanych awariach ze stopieniem rdzenia muszą być klasyfikowane pod względem bezpieczeństwa i spełniać wymagania odpowiednie do warunków środowiskowych przy awarii topienia rdzenia w ramach czasowych dla których wymagane jest ich działanie;
- W awarii ze stopieniem rdzenia aktywne elementy systemów i komponentów niezbędne do zapewnienia funkcjonowania obudowy bezpieczeństwa muszą mieć niezawodność współmierną do funkcji, którą muszą wypełnić. Może to wymagać redundancji (zwielokrotnienia) elementów aktywnych;
- Powinno być możliwe zmniejszenie ciśnienia w obudowie bezpieczeństwa w kontrolowany sposób w dłuższej perspektywie czasowej, z uwzględnieniem wpływu nieskrapających się gazów;
- Jeśli projekt zawiera system wietrzenia obudowy bezpieczeństwa, marginesy bezpieczeństwa w wymiarach tej obudowy powinny być takie, aby we wczesnej fazie⁷ awarii ze stopieniem rdzenia nie miały do czynienia z nadmiernym ciśnieniem wywieranym na obudowę bezpieczeństwa przez gromadzone w niej nieskrapające się gazy;
- Podczas awarii ze stopieniem rdzenia powinno być zapewnione odprowadzanie ciepła z obudowy bezpieczeństwa. Jeśli projekt zawiera system wietrzenia obudowy bezpieczeństwa, nie powinien on być zaprojektowany jako główny środek usuwania ciepła rozpadu (ciepła powyłączeniowego) z obudowy bezpieczeństwa;
- Wytrzymałość obudowy bezpieczeństwa w tym otworów dostępu, przepustów

⁷ Zakłada się, że wczesna faza trwa do czasu kiedy stężenie substancji promieniotwórczych w atmosferze obudowy bezpieczeństwa ulegnie wyraźnemu obniżeniu

⁶ Przep. autorów

i zaworów odcinających powinna być na tyle duża, aby wytrzymać, z wystarczającymi marginesami pewności, statyczne i dynamiczne obciążenia podczas awarii ze stopieniem rdzenia, które nie zostały praktycznie wyeliminowane (ciśnienie, temperatura, promieniowanie, uderzenia odłamków, siły reakcji). Powinny istnieć odpowiednie zabezpieczenia, aby zapobiec uszkodzeniu obudowy bezpieczeństwa z powodu spalania wodoru.

W celu zmniejszenia uwalniania substancji promieniotwórczych:

- w przypadku awarii ze stopieniem rdzenia muszą istnieć zabezpieczenia celem zmniejszenia ilości produktów rozszczepienia w atmosferze obudowy bezpieczeństwa;
- muszą istnieć zabezpieczenia zmniejszające ciśnienie wewnątrz obudowy bezpieczeństwa;
- jeśli projekt zawiera system wietrzenia obudowy bezpieczeństwa celem zmniejszenia ciśnienia podczas awarii ze stopieniem rdzenia, powinna być zapewniona możliwość filtrowania;
- przepusty obudowy bezpieczeństwa powinny być otoczone obudową wtórną celem zbierania potencjalnych wycieków z obudowy bezpieczeństwa.

Projekt musi uwzględniać wszelkie oprzyrządowanie pomiarowe potrzebne do podjęcia decyzji w sprawie środków zaradczych. To oprzyrządowanie musi być sklasyfikowane pod względem bezpieczeństwa, odpowiednio dobrane do warunków środowiskowych i mieć niezawodność współmierną do funkcji, które musi spełniać.

Metodologia analizy

Aby pokazać, że osiągnięty zostanie cel bezpieczeństwa, potrzebne są dwa uzupełniające się podejścia: deterministyczne i probabilistyczne. Poniższy opis dotyczy scenariuszy, które nie są

praktycznie wyeliminowane z punktu widzenia projektu. Bardziej szczegółowo temat praktycznej eliminacji jest omówiony w Stanowisku 5.

Oceny deterministyczne obejmują scenariusze stopienia rdzenia, począwszy od wszystkich stanów eksploatacyjnych. Postulowane awarie ze stopieniem rdzenia są zazwyczaj rozważane przy realistycznych założeniach metodą najlepszego oszacowania. W celu wykazania solidności i rzetelności podejścia muszą być stosowane odpowiednie metody. Przy użyciu określonych i uzasadnionych założeń analizuje się bezpośrednio i pośrednio skutki radiologiczne obiektu. Analizowane są wszelkie oddziaływania pomiędzy obiektem i innymi obiektami jądrowymi w jego sąsiedztwie.

Probabilistyczna ocena bezpieczeństwa (*Probabilistic Safety Assessment PSA*) jest uzupełnieniem analiz deterministycznych. Kompleksową analizę PSA na poziomie 2 przeprowadza się w zakresie wystarczającym do wykazania, że funkcja obudowy bezpieczeństwa spełnia warunek niezawodności w osiągnięciu celu bezpieczeństwa O3. PSA jest również wykorzystywana w celu wykazania, że w projekcie zabezpieczeń przed ciężkimi awariami jest odpowiedni wybór sekwencji awaryjnych dla obliczeń deterministycznych.

Poziomy interwencyjne

Środki zaradcze, takie jak ukrycie, profilaktyka jodowa, ewakuacja i trwałe przesiedlenie są związane z ogólnymi poziomami interwencyjnymi, wykorzystywanymi do planowania gotowości awaryjnej na poziomie 5 obrony w głąb. Takie poziomy interwencyjne zostały już wprowadzone w życie przez członków UE w ich regulacjach krajowych zgodnie z dyrektywą 96/29/Euratom z 13 maja 1996 r. - Artykuł 50.2, i są zgodne z zaleceniami ICRP i MAEA GS-R-2. Jednak (operacyjne)⁸ poziomy interwencyjne nie są w pełni zharmonizowane między krajami europejskimi i są tu pewne różnice ilościowe. Dla obrotu żywności w Europie są ustanow-

⁸ Przyp. autorów

wione maksymalnie dopuszczalne poziomy. W planowaniu gotowości awaryjnej, zdefiniowane są niektóre obszary wokół elektrowni jądrowych, dla których zostały utworzone warunki podjęcia pilnych działań ochronnych w razie awarii, takie jak ukrycie, ewakuacja i profilaktyka jodowa. Dokumenty MAEA GS-R-2 (2002) i GS-G-2.1 (2007) definiują następujące strefy:

1. Strefa działania zapobiegawczego PAZ (*precautionary action zone*), z sugerowanym promieniem 3-5 km dla reaktorów o mocy ponad 1000 MWt) to obszar, na którym zostaną podjęte pilne zapobiegawcze działania ochronne zanim nastąpi uwolnienie materiału promieniotwórczego lub krótko po rozpoczęciu uwalniania tego materiału celem znacznego ograniczenia ryzyka poważnych deterministycznych skutków dla zdrowia;
2. Strefa planowania pilnych działań ochronnych UPZ (*urgent protective zone*), z sugerowanym promieniem 5-30 km dla reaktorów o mocy ponad 1000 MWt) to obszar, na którym podejmowane są bezzwłocznie pilne działania ochronne, aby uniknąć efektów stochastycznych i przeciwdziałać otrzymaniu dawek zgodnie z międzynarodowymi standardami.

Interpretacja WENRA dotycząca ograniczonych środków ochronnych

Aby osiągnąć cel bezpieczeństwa O3, oczekuje się, że pośrednie oddziaływania radiologiczne awarii ze stopniem rdzenia, które nie są praktycznie wyeliminowane prowadzą tylko do ograniczonych środków ochronnych na obszarze i w czasie (brak trwałego przesiedlenia, niezbyt długi okres ograniczenia spożycia żywności, brak potrzeby ewakuacji poza bezpośrednim sąsiedztwem obiektu, ograniczone (w czasie)⁹ ukrycie). Profilaktyka jodowa nie jest wymieniona w celu bezpieczeństwa O3 na liście środków ochronnych, ale musi być również ograniczona obszarem i w czasie. Musi być wystarczający czas do zastosowania tych środków.

⁹ Przyp. autorów

Aby osiągnąć cel bezpieczeństwa O3 na poziomie 4. obrony w głąb, na etapie projektowania elektrowni jądrowej występuje następująca interpretacja ograniczonych środków ochronnych (określone strefy nie mają zastosowania do planowania gotowości awaryjnej):

1. Bezpośrednie sąsiedztwo obiektu: dla nowych reaktorów, projekt powinien być taki, aby możliwe uwolnienie substancji promieniotwórczych w postulowanej awarii ze stopniem rdzenia, bazując na analizowanych skutkach awarii, nie spowodowało konieczności ewakuacji poza bezpośrednie sąsiedztwo obiektu. Projekt powinien mieć na celu, aby promień strefy bezpośredniego sąsiedztwa miał dolną wartość sugerowanego zakresu PAZ tj. 3 km (strefa ewakuacji).
2. Ograniczone ukrycie i profilaktyka jodowa: dla nowych reaktorów, cel projektu powinien być taki, aby możliwe uwolnienie substancji promieniotwórczych w postulowanej awarii ze stopniem rdzenia, bazując na analizowanych skutkach awarii, nie spowodowało potrzeby ukrycia i profilaktyki jodowej poza strefą o dolnej wartości sugerowanego zakresu UPZ tj. 5 km (strefa ukrycia).
3. Brak długoterminowych ograniczeń w spożyciu żywności: jest to interpretowane tak, że po postulowanej awarii ze stopniem rdzenia, bazując na analizowanych skutkach awarii, produkty rolne poza strefą ukrycia powinny zazwyczaj nadawać się do konsumpcji po pierwszym roku po awarii.
4. Wystarczający czas: **wystarczający czas** jest interpretowany tak, że zastosowanie środków ochronnych należy rozpocząć odpowiednio wcześniej. Szczególnie ewakuację przeprowadza się już, gdy tylko zaistnieje znaczące zagrożenie uwalniania promieniotwórczego do środowiska. Wystarczający czas do realizacji tych środków ochronnych jest inny dla każdego środka i dla każdego scenariusza awarii i zależy od lokalizacji reaktora. Wystarczający czas dla każdego środka powinien być oszacowany i uwzględniony w projekcie reaktora i podczas licencjonowania lokalizacji.

Tabela 1 przedstawia zestawienie interpretacji ograniczonych środków ochronnych: ewakuacji, ukrycia i profilaktyki jodowej do stosowania jako cele w fazie projektowania nowych reaktorów. Strefy dla planowania gotowości awaryjnej, które biorą pod uwagę lokalizację obiektu i ludność mieszkającą w pobliżu, są zwykle większe, ponieważ są one oparte na konserwatywnym podejściu do ochrony ludności (na przykład można założyć, że niektóre zabezpieczenia na poziomie 4 mogłyby częściowo kończyć się niepowodzeniem).

Odnosnie do dawek dla ludności lub poziomu zanieczyszczeń żywności, określenie wartości liczbowych przyporządkowanych jakościowemu celowi bezpieczeństwa O3 jest trudne, ponieważ metody analizy skutków radiologicznych mogą być oparte na różnych regulacjach i praktykach krajowych, w tym na modelach obliczeniowych i hipotezach.

Dodatkowo do celów przewidzianych w projekcie, związanych z **ograniczonymi środkami ochronnymi**, musi być stosowana zasada ALARA i powinny być wprowadzone wszelkie racjonalnie osiągalne środki, które dodatkowo zmniejszają dawki promieniowania pracowników lub ludności lub konsekwencje środowiskowe.

STANOWISKO 5: ELIMINACJA W PRAKTYCE

Wydane przez WENRA cele bezpieczeństwa nowych reaktorów zawierają Cel O3. „Awaryje ze stopieniem rdzenia”:

Cel ten zakłada ograniczenie potencjalnych uwolnień substancji promieniotwórczych do środowiska w wyniku awarii ze stopieniem rdze-

nia, również w dłuższej perspektywie, zgodnie z dwoma kryteriami jakościowymi poniżej (stanowisko 5 dotyczy pierwszego z nich):

- **awaryje ze stopieniem rdzenia** które mogłyby prowadzić do wczesnych lub dużych uwolnień **muszą być praktycznie wyeliminowane**;
- w przypadku awarii ze stopieniem rdzenia, które nie zostały praktycznie wyeliminowane, muszą być przyjęte zabezpieczenia projektowe tak, aby tylko ograniczone w zakresie i czasie środki ochronne były potrzebne dla społeczeństwa (by nie było potrzeby stałego przesiedlenia, ani ewakuacji poza bezpośrednim sąsiedztwem zakładu, przetrwania w pomieszczeniu zamkniętym, długoterminowych ograniczeń w spożyciu żywności) oraz zapewnione było wystarczająco dużo czasu na wdrożenie tych środków.

Tutaj pojęcie „stopienie rdzenia” dotyczy także paliwa jądowego w miejscu przechowywania paliwa, zgodnie z opisem zawartym w publikacji WENRA na temat celów bezpieczeństwa: „Awaryje ze stopieniem rdzenia (ciężkie awaryje) muszą być brane pod uwagę w przypadku rdzenia wewnątrz reaktora, ale również w przypadku, gdy całość lub część rdzenia jest wyładowana i przechowywana w basenie paliwowym. Należy wykazać, że takie scenariusze awarii są albo zminimalizowane albo praktycznie wyeliminowane”. Tutaj, „stopienie rdzenia” obejmuje także poważną degradację ze względu na mechanizmy inne niż topnienie, jako że uwolnienie produktów promieniotwórczych może wystąpić bez topnienia (np. poważne awaryjne reaktywnościowe).

Sekwencje awarii, które są **praktycznie wyeliminowane** mają bardzo szczególną pozycję w po-

Tabela 1. Cele przewidziane przez projekt dla obszarów, w których mogą być potrzebne ograniczone środki ochronne.

Środek	Strefa ewakuacji	Strefa ukrycia	Poza strefą ukrycia
Trwałe przesiedlenie	Nie	Nie	Nie
Ewakuacja	Może być potrzebna	Nie	Nie
Ukrycie	Może być potrzebne	Może być potrzebne	Nie
Profilaktyka jodowa	Może być potrzebna	Może być potrzebna	Nie

dejsi do obrony w głąb, ponieważ zabezpieczenia sprawiają, że są one tak bardzo mało prawdopodobne, że tagodzenie ich skutków nie musi być uwzględnione w projekcie. Uzasadnienie dla „praktycznego wyeliminowania” powinno opierać się przede wszystkim na zabezpieczeniach projektowych, o ile jest to możliwe, wzmocnionych przez zabezpieczenia operacyjne (np. odpowiednio częste kontrole). Wszystkie **sekwencje awarii, które mogą prowadzić do wczesnych lub znacznych uwolnień promieniotwórczych powinny być praktycznie wyeliminowane. Wczesne uwolnienie oznacza uwolnienie, które wymagałoby środków stosowanych poza lokalizacją obiektu, ale ze zbyt małą ilością czasu do ich wprowadzenia. Znaczne uwolnienia oznaczają sytuacje, które mogą wymagać środków ochronnych dla społeczeństwa, które nie mogłyby być ograniczone obszarem lub w czasie.**

Środki praktycznej eliminacji

Sekwencje awarii z dużym lub wczesnym uwolnieniem mogą być uznane za praktycznie wyeliminowane:

- jeśli wystąpienie sekwencji awarii jest fizycznie niemożliwe lub
- jeśli powstanie sekwencji awarii można uznać z dużą dozą zaufania za bardzo mało prawdopodobną (MAEA SSR-2/1).

W każdym przypadku demonstracja powinna pokazać wystarczającą wiedzę na temat stanu analizowanej awarii i zjawisk związanych, popartą odpowiednimi dowodami. Aby zminimalizować niepewność i zwiększyć odporność obiektu w dziedzinie bezpieczeństwa, demonstracja praktycznej eliminacji powinna opierać się raczej na kryterium fizycznej niemożności, niż na drugim kryterium (skrajnie nieprawdopodobieństwo z wysokim zaufaniem).

Sekwencje awarii, które należy uznać za eliminację w praktyce

Identyfikacja sekwencji awaryjnych, które mogą powodować duże lub wczesne uwol-

nienia powinna być oparta na deterministycznych analizach popartych praktyką inżynierską i oceną prawdopodobieństwa. Te podejścia do analizy w uzasadnianiu bezpieczeństwa muszą być dostosowane do poszczególnych sytuacji. Istotne przykłady, w których rozpatrywanie poważnych warunków awaryjnych powinno być ukierunkowane na eliminację w praktyce dużych lub wczesnych uwolnień obejmują: Niedopuszczalne defekty inicjujące:

- pęknięcie elementów granicy wysokociśnieniowej, np. zbiornika reaktora.

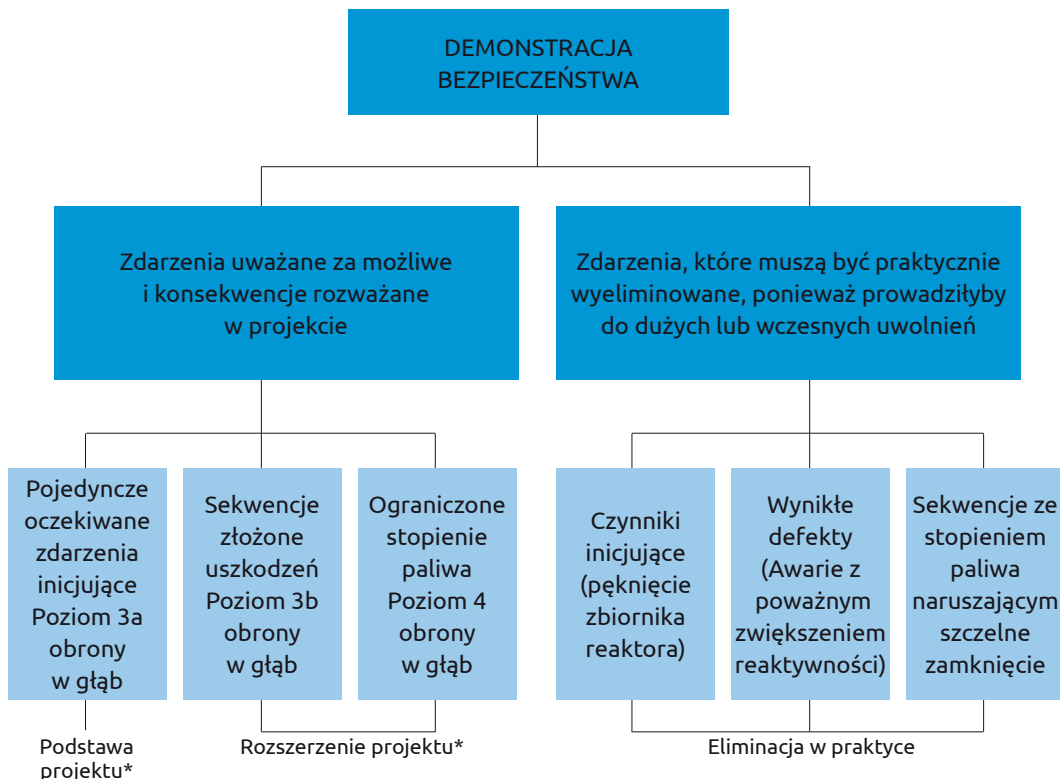
Niedopuszczalne wyniki defekty:

- wprowadzenie dużych reaktywności bezpośrednio prowadzące do poważnej degradacji rdzenia;
- wewnętrzne zagrożenia prowadzące do poważnej degradacji rdzenia (silne spadki obciążenia lub wewnętrzne zalania);
- stopienie paliwa w otwartym basenie wypalonego paliwa¹⁰.

Sekwencje ze stopieniem paliwa naruszające szczelne zamknięcie:

- podczas obciążenia mogącego uszkodzić obudowę bezpieczeństwa we wczesnej fazie w wyniku bezpośredniego grzania obudowy bezpieczeństwa, eksplozji parowej lub eksplozji wodoru;
- podczas obciążenia mogącego uszkodzić obudowę bezpieczeństwa w późnej fazie w wyniku stopienia płyty fundamentowej reaktora lub nadmiernego ciśnienia na obudowie bezpieczeństwa;
- w stanie wyłączenia, kiedy obudowa bezpieczeństwa jest otwarta lub środki tagodzące ciężką awarię nie działają;
- w każdym przypadku, kiedy utrata szczelnego zamknięcia jest spowodowana przez „bypass” obudowy bezpieczeństwa, np. w przypadku pęknięcia rurki wytwornicy

¹⁰ Także w sytuacjach zamkniętego basenu wypalonego paliwa, stopienie paliwa należy praktycznie wyeliminować, chyba że można wykazać, że nie będzie żadnych dużych lub wczesnych uwolnień.



* Porównywalne do IAEA SSR 2.1

parę, otwarcia zaworów odcinających lub wystąpienia LOCA w systemie łączącym.

Należy zbadać różne mechanizmy i zjawiska, które mogłyby zagrażać integralności obudowy bezpieczeństwa w czasie awarii ze stopieniem paliwa, lub z powodu zdarzenia inicjującego. Należy wykazać, że utrata funkcjonowania obudowy bezpieczeństwa wynikająca z tych zdarzeń jest praktycznie wyeliminowana. Wymaga to niezawodności **uzupełniających cech bezpieczeństwa** przy przeciwdziałaniu zagrożeniom, a także analiz deterministycznych każdego mechanizmu i zjawiska, które powinny być wspierane przez odpowiednie wyniki doświadczalne. Do wykazania, że obudowa bezpieczeństwa spełnia warunki projektowe, w tym spodziewane warunki sekwencji, które nie zostały

praktycznie wyeliminowane, co prowadzi jedynie do ograniczonych środków ochronnych, są wykorzystywane analizy deterministyczne. Aby wykazać, że warunki, prowadzące do naruszenia funkcji obudowy bezpieczeństwa z powodu zjawisk fizycznych lub awarii systemu, są praktycznie wyeliminowane, wykorzystuje się analizy deterministyczne i probabilistyczne. Analizy deterministyczne obejmują oczekiwany przebieg scenariuszy ciężkich awarii. Są one wykonywane z realistycznymi założeniami przy zastosowaniu metody najlepszego oszacowania. W celu wykazania solidności i rzetelności podejścia muszą być stosowane zmiany parametrów. Ocena prawdopodobieństwa ryzyka jest istotnym uzupełnieniem analiz deterministycznych. Analiza obejmuje wszystkie stany obiektu (praca na mocy, przerwy na

wymianę paliwa, konserwacja, itp.), jak również różne klasy zdarzeń inicjujących (zdarzenia wewnętrzne, ogień, wstrząsy sejsmiczne ...). Sekwencje awarii ze stopniem rdzenia wynikające z zagrożeń zewnętrznych, które mogłyby prowadzić do wczesnych lub dużych uwolnień powinny być praktycznie wyeliminowane.

Eliminacja w praktyce poprzez fizyczną niemożliwość

Demonstracja fizycznej niemożności, na podstawie zabezpieczeń inżynierskich, może być trudna. Należy uznać, że niektóre wnioski dotyczące **praktycznego wyeliminowania** mogą opierać się na założeniach (np. badania nieniszczące, kontrola) i założenia te muszą być potwierdzone i zidentyfikowane. Dla zabezpieczeń inżynierskich można to zrobić poprzez wyłączenie pewnych cech z projektu, czyniąc dalszy rozwój scenariusza awarii niemożliwym (wyłączenie sekwencji awaryjnej). Bardzo prostym przykładem sytuacji fizycznie niemożliwej jest przypadek spadku ładunku z wysokości 10 m na poziom gruntu, co nie jest możliwe z dźwigu znajdującego się na poziomie gruntu o maksymalnej wysokości podnoszenia wynoszącej 5m. Większość przypadków jednak nie jest tak prosta do rozważenia, ale reprezentatywne przykłady są następujące:

- w projekcie rdzenia reaktora ujemne sprzężenie zwrotne reaktywności chroni obiekt przed samonapędzającą się awarią reaktywnościową;
- wyeliminowanie z projektu tych cech składowych i / lub uszkodzeń, które mogą zainicjować określone sekwencje awaryjne, np. projektowanie basenów wypalonego paliwa w taki sposób, że z basenów nie może uciec chłodziwo.

Demonstracja eliminacji w praktyce jako bardzo mało prawdopodobnej, z wysokim stopniem pewności

1. Uzasadnienie osiągnięcia stopnia eliminacji przewidzianego w demonstracji **eliminacji**

w praktyce powinno uwzględniać ocenianą częstotliwość (prawdopodobieństwo) sytuacji, którą należało wyeliminować i stopień zaufania do oceny częstotliwości (w celu potwierdzenia stopnia zaufania powinny być ocenione niepewności związane z danymi i stosowane metody). Powinny być przeprowadzone odpowiednie badania czułości, celem potwierdzenia, że nie istnieje żaden efekt klifowy (*cliff edge effect*). Dla opracowanych zabezpieczeń inżynierskich eliminację w praktyce można osiągnąć na przykład poprzez istotne zwiększenie niezawodności środków ochronnych.

2. Praktyczne wyeliminowanie sekwencji awarii nie może bazować wyłącznie na uzyskaniu ogólnego zmniejszenia wartości prawdopodobieństwa. Nawet jeśli prawdopodobieństwo sekwencji awarii jest bardzo niskie, powinno być realizowane uzyskanie dodatkowych praktycznie uzasadnionych cech projektowych, zastosowanie środków operacyjnych lub procedur postępowania awaryjnego w celu dalszego obniżenia ryzyka.
3. Najbardziej rygorystyczne wymagania dotyczące demonstracji praktycznej eliminacji powinno się stosować w przypadku wystąpienia zdarzenia / zjawiska, które prowadzi **bezpośrednio** do ciężkiej awarii, tzn. przejścia od poziomu 1 do poziomu 4 obrony w głąb. Na przykład wykazanie praktycznej eliminacji skutków błędu polegającego na niejednorodnym rozcieńczeniu boru wymaga szczegółowej konkretyzacji. Dobrym przykładem takiej konkretyzacji są analizy bezpieczeństwa wykonane celem wykluczenia awarii zbiornika reaktora.
4. Należy zagwarantować, aby zabezpieczenia praktycznej eliminacji trwały i były skuteczne przez cały okres życia obiektu. Przykładowo, może być konieczne objęcie ich programem kontroli eksploatacyjnej i innymi kontrolami okresowymi.
5. Wszystkie kody i obliczenia muszą być zatwierdzone dla konkretnych zjawisk, o których mowa, i weryfikowane.

(W artykule autorzy wykorzystali tłumaczenia wybranych fragmentów projektu raportu z października 2012 r. *Safety of New NPP designs – study by WENRA Reactor Harmonization Working Group*).

NOTKA O AUTORACH:

TADEUSZ BIAŁKOWSKI – GŁÓWNY SPECJALISTA W PAA,
REDAKTOR NACZELNY KWARTALNIKA *BJIOR*.

MACIEJ JURKOWSKI – WICEPREZES PAA, GŁÓWNY
INSPEKTOR DOZORU JĄDROWEGO, OBSERWATOR Z RAMIENIA
POLSKI W WENRA.

Probabilistyczna analiza bezpieczeństwa nowych reaktorów jądrowych

Ernest Staroń

Państwowa Agencja Atomistyki

Wprowadzenie

Probabilistyczne analizy bezpieczeństwa¹ przeprowadzane dla obecnie eksploatowanych elektrowni jądrowych wykonywane są w szerokim zakresie i dla różnych warunków eksploatacyjnych. Precyzja wykonywanych analiz jest dość 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, nowych 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. Mimo wymienionych kłopotów z wykonywaniem analiz PSA nowych i 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”

¹ ang. *Probabilistic Safety Assessment (PSA)* – w dalszej części tekstu może być stosowany skrót angielski

reaktora? Na dzień dzisiejszy 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 one 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 doświadczeniu eksploatacyjnym. Mogą mieć też nieco inne scenariusze niepowodzeń zdarzeń w związku z tym, że zastosowane rozwiązania mogą mieć charakter nowatorski. Wymienione trudności mają wpływ na różne aspekty oceny bezpieczeństwa. Przykładowo, wyniki liczbowe mogą być obciążone większą niepewnością albo większą trudność sprawi ocena powszechnie stosowanej koncepcji „obrony w głąb”.

Dla jasności, aby nieco ułatwić zorientowanie się, które projekty można traktować jako nowe: USNRC zalicza do nich te, które są w fazie „certyfikacji projektu” (*Design Certification – DC*) lub są w trakcie prac prowadzących do uzyskania zezwolenia łącznego na budowę i eksploatację elektrowni (*Combined License Application – COL*). Dotyczy to reaktorów ABWR (GE-Hitachi + Toshiba), 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 jak również francuski EPR, które uzyskały certyfikat zgodności z wymaganiami EUR. Nowe konstrukcje spełniające wymagania EUR opisane są jako wolumin nr 3 w dokumen-



Rys.1. EUR, tomu nr 3 dot. nowych elektrowni jądrowych

tach EUR² (rys.1). Prawdopodobnie do nowych reaktorów 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 z obiegu pierwotnego przy pomocy 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 na pierwszy plan wybija się układ sterowania i pomiarów³, którego ocena niezawodnościowa sprawia bardzo dużo kłopotów. Całość zastosowanej techniki cyfrowej skoncentrowana jest w skomputeryzowanej sterowni, której układ przedstawiono na rys.2.

Pochodną stosowania 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 nowych rozwiązań, teoretycznie

² Organizacja EUR, www.europeanutilityrequirements.org

³ ang. *Instrumentation and Control – I&C*



Rys.2. Skomputeryzowana sterownia EPR (mat. reklamowe AREVA)

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

Regulacje dotyczące nowych reaktorów

Wymienione trudności zostały oczywiście na świecie zauważone i w odpowiedzi uruchomiono liczne projekty badawcze mające na celu zmniejszenie zakresu niewiedzy lub niepewności. W szczególny sposób problem dotknął „regulatorów jądrowych”⁴, którzy stanęli wobec sytuacji wymagającej nowych danych, nowych metod, czasami nowych narzędzi aby móc przeprowadzić należyłą ocenę bezpieczeństwa zaproponowanych, nowych rozwiązań.

Amerykański dozór jądrowy reagując na zaistniałą sytuację, wzmocnił rolę probabilistycznych analiz bezpieczeństwa, stwierdzając że końcowy raport bezpieczeństwa musi zawierać wystarczającą ilość informacji dla oceny zagrożenia dla zdrowia publicznego i bezpiecznej eksploatacji nowej elektrowni jądrowej [1]. Dozór ocenił, że akceptacja ryzyka dla zdrowia i bezpieczeństwa publicznego musi być wynikiem należytej i sumiennej interpretacji wyników obliczeń PSA i awarii ciężkich dla konkretnej elektrowni. Interpretacja ta musi uwzględniać najlepszą wiedzę i doświadczenie zespołu

⁴ urzędów dozoru jądrowego

analitycznego. Aktualizacja przepisów amerykańskich w szczególności 10CFR Part50 wprowadziła wymóg, że posiadacz COL powinien sporządzić analizę probabilistyczną nieustannie uaktualniać i uzupełniać aż do końca funkcjonowania elektrowni.

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

- identyfikację takich potencjalnych rozwiązań projektowych i słabości eksploatacyjnych, które w przypadku awarii kilku różnych elementów mogą doprowadzić do uszkodzenia rdzenia reaktora, obudowy bezpieczeństwa i uciezki produktów rozszczepienia do otoczenia;
- redukcję lub eliminację czynników wpływających istotnie na składniki ryzyka w istniejących obiektach i 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 na:

1. identyfikację działań opartych o informację o ryzyku uzyskaną na podstawie systematycznej ewaluacji ryzyka związanego z projektowaniem, budową i eksploatacją obiektu umożliwiających identyfikację i opis:
 - solidności projektu, poziomu „obrony w głąb”, tolerancji dla awarii ciężkich wywołanych zdarzeniami wewnętrznymi lub zewnętrznymi⁵;
 - znaczenia błędów ludzkich i ryzyka z tym związanego, włącznie z charakterystyką istotnych błędów ludzkich, która może być wykorzystywana w procesie szkoleniowym;
2. zademonstrowanie do jakiego stopnia ryzyko wystąpienia określonych zdarzeń dla nowych reaktorów wychodzi naprzeciw kry-

⁵ Zdarzenie wewnętrzne – zdarzenie mające źródło wewnątrz obiektu, zdarzenie zewnętrzne – zdarzenie mające źródło poza terenem elektrowni

teriom akceptacji określonym w przepisach. Dla porządku – kryteria akceptacji prawdopodobieństwa wystąpienia określonych PZI⁶ zostały określone w Rozporządzeniu Rady Ministrów z dnia 31 sierpnia 2012 w załączniku nr 1 [2]. 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 (CDF⁷ 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 (LRF⁸ mniejsze niż 10^{-6} na rok);

3. ocenę aspektów związanych z przewidywanymi działaniami prewencyjnymi oraz zmniejszającymi skutki awarii;
4. zademonstrowanie, że projekt włącznie z oceną wpływu na środowisko dla konkretnej lokalizacji stanowi mniejsze ryzyko niż analogiczne, istniejące elektrownie jądrowe;
5. zademonstrowanie, że projekt wychodzi naprzeciw znanym we współcześnie funkcjonującym obiektach problemom związanym z niezawodnością chłodzenia rdzenia reaktora i możliwościami usuwania ciepła z obudowy bezpieczeństwa.

Zakres i stopień dokładności PSA

Zakres PSA powinien obejmować zarówno PSA na poziomie 1 jak i na poziomie 2. PSA na poziomie 1 oznacza analizę projektu i eksploatacji

⁶ PZI – postulowane zdarzenie inicjujące – zdarzenie zidentyfikowane przy projektowaniu obiektu jądrowego jako mogące prowadzić do przewidywanego zdarzenia eksploatacyjnego lub warunków awaryjnych (Prawo atomowe).

⁷ Core Damage Frequency – prawdopodobieństwo uszkodzenia rdzenia

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

obiekty skoncentrowaną na sekwencjach awaryjnych, które mogą prowadzić do stopienia rdzenia połączoną z określeniem wartości liczbowej częstości wystąpienia danej sekwencji. W analizie tej nacisk położony jest na rozpoznanie sekwencji awaryjnych, ich określeniu, zdefiniowaniu, a w następnej kolejności na wprowadzeniu takich zmian w zdarzeniach inicjujących, które mogą prowadzić do uszkodzenia rdzenia. Numerycznym efektem końcowym PSA na poziomie 1 jest wartość liczbowa uszkodzenia rdzenia CDF.

PSA na poziomie 2 to analiza procesów fizycznych zachodzących w trakcie awarii wraz z odpowiedzialnością obiektu jądrowego (elektrowni jądrowej) i obudowy bezpieczeństwa. Istotą tej analizy jest określenie prawdopodobieństwa wydostania się produktów promieniotwórczych do otoczenia oraz określenia czasu, momentu, sposobu i wartości liczbowej ich ucieczki. Numerycznym efektem końcowym PSA na poziomie 2 jest podanie częstości (prawdopodobieństwa) wydostania się produktów rozszczepienia.

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 o wewnętrzne pożary i zalewanie. Wstrząsy, trzęsienia ziemi, pożary, powodzie mające swoje źródło na zewnątrz obiektu jądrowego i mogące wpływać na elektrownię można traktować je jako grupę zdarzeń inicjujących zewnętrznych.

PSA powinien również obejmować wszystkie stany eksploatacyjne reaktora czyli rozruch, eksploatację, pracę na niskiej mocy i wyłączenie. Ocena nowych rozwiązań powinna być faktycznie wykonalna w wyżej opisanym szerokim zakresie PSA. Oprócz tego PSA powinna dokład-

nie 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, możliwe jest przyjęcie takich założeń, 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, cyfrowym, związanym z oprogramowaniem, zaworami detonacyjnymi oraz uwzględniających niepewność obliczeń ciepłno-przepływowych.

Zagadnienie niepewności ciepłno-przepływowych jest pochodną rozwiązań pasywnych ograniczających skutki awarii. Rozwiązania takie opierają się na wykorzystaniu naturalnych sił, jak grawitacja, do wypetnienia swojej funkcji. Na ogół tego typu siły są małe w porównaniu do sił powstających przykładowo jako efekt działania pomp. W konsekwencji wielkość niepewności ich działania staje się porównywalna do wielkości samych sił co oznacza, że przy podejściu uwzględniającym najlepsze oszacowanie, efekt obliczeń może sugerować brak istotnych skutków dla stanu rdzenia. Skutki takie mogą jednak się pojawić po uwzględnieniu wielkości niepewności.

Efekty PSA

Efekty końcowe PSA powinny dać 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 wystąpienia w nich awarii jest mniejsze niż w starszych obiektach.

Aby to unaocznić, bardzo przydatne byłoby uwzględnienie w raportach porównania analogicznych systemów lub skutków identycznych lub przynajmniej bardzo podobnych PZI. Takie porównanie wskazałoby na główne czynniki wpływające na polepszenie bezpieczeństwa i zmniejszenie ryzyka wystąpienia określonej awarii.

Utrzymanie PSA

Zmienione podejście do PSA w nowych reaktorach obejmuje 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 akceptacji w przeglądach technicznych oraz sposobów późniejszego nimi zarządzania.



Rys.3. Reaktor AES-2006 (mat. reklamowe Rosatom)

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 [3], 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 (rys.3). Projekt ten stanowi bazę dla obecnie budowanych lub planowanych elektrowni zaprojektowanych w Rosji.

Podczas prac projektowych widoczne było zaangażowanie przemysłu, który stawiał 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 wystarczający. 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 swe źródło w: niekompletności projektu, zgrubnych analizach ciepło-przepływowych, braku procedur eksploatacyjnych itd. Poradzono sobie z tym problemem przez zastosowanie podejścia „technologii granicznych”⁹, 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 podejściem najlepszego szacowania zalecanym przy stosowaniu analiz probabilistycznych.

Podczas wykonywania PSA zwracano uwagę by:

- była dobra koordynacja działań pomiędzy zespołem wykonującym PSA a projektantami,
- była należąta wymiana informacji pomiędzy analitykami wykonującymi analizy deterministyczne i zespołem PSA,
- projektanci przeprowadzali kontrolę dokumentacji PSA,

- istniała wymiana informacji między wytwórcami urządzeń a zespołem PSA,
- stosowano program zapewnienia jakości dokumentacji PSA.

W efekcie, podczas prac projektowych nad nowym reaktorem wprowadzono wiele zmian w stosunku do wyjściowej konstrukcji WWER-1000/320, chociażby zwiększono redundancję i dywersyfikację systemów bezpieczeństwa, dodano kilka systemów przeciwpożarowych, bariery p/poż., ognioodporne kable czy dodatkowe 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 poniżej. Obliczenia PSA dla nowego reaktora dały imponujący wynik: można stwierdzić, że wskaźniki bezpieczeństwa CDF i LERF polepszyły się o dwa rzędy wielkości. Tak dobry wynik ma główne źródło w zastosowanych systemach pasywnych i zwiększeniu różnorodności układów bezpieczeństwa.

Tabela 1.

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 znakomity postęp dokonywany jest przy bliskiej współpracy analityków i projektantów.

⁹ ang. *bounding technology*

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

Literatura

- [1.] USNRC RG 1.206 Cl.19 *“Probabilistic Risk Assessment and Severe Accident Evaluation”*
- [2.] Dz. Ustaw z dnia 20 września 2012 poz. 1043, Rozp. 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.] 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

NOTKA O AUTORZE:

DR INŻ. ERNEST STAROŃ – NACZELNIK WYDZIAŁU ANALIZ OBIEKTÓW JĄDROWYCH W DEPARTAMENCIE BEZPIECZEŃSTWA JĄDROWEGO PAA

Wprowadzenie do programu SAPHIRE

Iwona Wyskiel-Piekarska, Ernest Staroń
Państwowa Agencja Atomistyki

Wstęp

Niniejszy artykuł stanowi krótką instrukcję dla rozpoczynających pracę z programem SAPHIRE. Nazwa SAPHIRE jest skrótem od *Systems Analysis Programs for Hands-on Integrated Reliability Evaluations*. Program został stworzony do wykonywania probabilistycznych analiz bezpieczeństwa – PSA (*Probabilistic Safety Assessment*). Służy przede wszystkim do modelowania sekwencji zdarzeń tj. reakcji systemów i podsystemów elektrowni na zadane zdarzenia inicjujące¹. SAPHIRE pozwala oszacować prawdopodobieństwo uszkodzenia rdzenia reaktora, czyli tzw. CDF² oraz zidentyfikować istotne elementy wywołujące taką awarię. Jest to tzw. PSA na poziomie 1, który daje istotne informacje o słabych stronach elementów systemów odpowiedzialnych za bezpieczeństwo, a tym samym umożliwia stworzenie procedur przeciwdziałających awariom.

Program ten daje także możliwość oceny ilościowej zjawisk powstających w wyniku uszkodzenia rdzenia reaktora oraz oceny zawodności obudowy bezpieczeństwa, czyli tzw. PSA na poziomie 2. Ponadto SAPHIRE pozwala dokonać analizy zarówno dla wewnętrznych jak i zewnętrznych zdarzeń inicjujących. Wewnętrzne zdarzenia inicjujące dotyczą uszkodzeń systemów i ich elementów, błędów ludzkich oraz pożarów, eksplozji i zalewania wewnętrznego pochodzenia. Z kolei zewnętrzne zdarzenia inicjujące obejmują zdarzenia naturalne tj. pożary, powodzie, trzęsienia ziemi oraz zdarzenia wywołane działalnością człowieka np. upadek samolotu. Co

¹ Postulowane zdarzenie inicjujące- zdarzenie zidentyfikowane przy projektowaniu obiektu jądrowego jako mogące prowadzić do przewidywanego zdarzenia eksploatacyjnego lub warunków awaryjnych (Prawo Atomowe Art. 3 pkt 25a)

² CDF- *Core Damage Frequency*

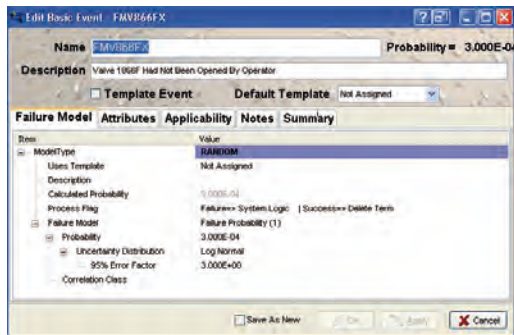
więcej program może zostać użyty w ograniczonym stopniu do określenia częstotliwości skutków uwolnień substancji aktywnych do środowiska, czyli tzw. PSA na poziomie 3 [1].

Historia

Program SAPHIRE został opracowany dla *US Nuclear Regulatory Commission (NRC)* przez Idaho National Laboratory. Pierwsza wersja kodu powstała już w 1987 roku pod nazwą *IR-RAS (Integrated Risk and Reliability Analysis System)* i posiadała nowatorski sposób rysowania i edycji drzew błędów. Druga wersja programu z 1989 roku została rozszerzona o funkcje służące do graficznej analizy drzew zdarzeń. W 1992 roku pojawiły się nowe funkcje programu do analizy stanu końcowego oraz tzw. linkowanie, czyli dokonywanie powiązań między drzewami błędów i drzewami zdarzeń. Rok 1997 przyniósł nowe zmiany zarówno w wyglądzie jak i w nazwie. Program nazwano SAPHIRE, zmieniono jego interfejs, a także dodano możliwość instalacji „wtyczek” pozwalających rozszerzyć funkcje programu. Ponadto wszystkie opcje zostały zintegrowane w jedną aplikację [2]. Obecnie, najnowsza wersja SAPHIRE 8 posiada przebudowany interfejs, udoskonalone edytory oraz opcje do budowy i rozwiązywania rozbudowanych drzew zdarzeń i błędów. Dodatkowo posiada potężny moduł generowania raportów, nowe metody analiz oraz funkcje do odzyskiwania uszkodzonej bazy danych, a także możliwość konwertowania graficznych drzew zdarzeń i błędów do formatów powszechnie używanych w systemie Windows.

Zdarzenia podstawowe

Podstawowym typem zdarzenia jest zdarzenie



Rys.1. Okno edycyjne zdarzenia podstawowego

pierwotne „Basic Event” definiujące uszkodzenie lub nieprawidłowość, które w dalszej analizie nie wymaga dalszego rozwijania. Wprowadzenie zdarzenia pierwotnego do drzewa błędów wiąże się z określeniem jego charakteru, opisu oraz nazwy kodowej w oknie edycyjnym przedstawionym na rys. 1.

Zastosowanie właściwej kombinacji symboli poprzez przyjęcie jednolitej konwencji oznaczania urządzeń, systemów, itp., zapewnia szybką i jednoznaczną identyfikację zdarzenia oraz ułatwia prawidłowe tworzenie drzew jak i ich obróbkę komputerową. Przyjęta konwencja kodowania nazwy zdarzenia powinna każdemu znakowi przyporządkować system, którego dane zdarzenie dotyczy, rodzaj komponentu lub urządzenia, a także charakter awarii. Dla przykładu w zdarzeniu o nazwie kodowej FMV866FX z podrzewa błędów dla awarii HPIS przedstawionego na rys.1, pierwszy znak kodu F oznacza, że zdarzenie należy do systemu wysokociśnieniowego awaryjnego wtrysku chłodziwa do rdzenia HPIS (*High Pressure Injection System*). Kolejne dwie litery oznaczają rodzaj elementu, gdzie MV odpowiada zaworom mechanicznym (*Mechanical Valve*). Następne cztery symbole identyfikują konkretny element w danym układzie, a ostatni symbol wskazuje na typ błędu. W tym przypadku X oznacza uszkodzenie eksploatacyjne.

Drzewa błędów

Główne okno nawigacyjne programu SAPHIRE wyświetla w postaci pionowej belki (rys.2) roz-

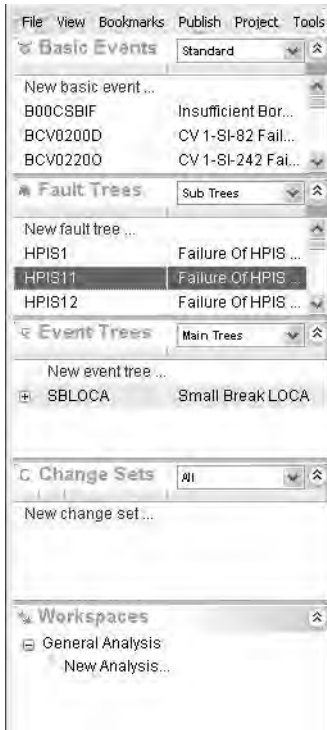
wijalne zakładki zawierające listę podstawowych zdarzeń inicjujących (*Basic Events*), listę drzew uszkodzeń zachodzących w rozważanym projekcie (*Fault Trees*) oraz listę drzew zdarzeń określających różne ciągi awarii (*Event Trees*).

Analiza drzew błędów – FTA (*Fault Tree Analysis*) opiera się na metodzie dedukcyjnej i polega na budowie drzew, których elementy zawierają informacje o procesach, urządzeniach i czynniku ludzkim. Budowa drzewa błędów rozpoczyna się od zidentyfikowania pewnego, niepożądanego zdarzenia, tzw. zdarzenia wierzchołkowego (*Top Event*), które stanowić może uszkodzenie lub niesprawność systemu i wskazania pełnego zestawu krytycznych ścieżek prowadzących do wywołania danej awarii. Taka identyfikacja możliwych przyczyn danego zdarzenia jest kontynuowana do momentu osiągnięcia wymaganego poziomu szczegółowości, a więc do odszukania wszystkich możliwych kombinacji pojedynczych uszkodzeń. W taki sposób zdarzenie na samym szczycie drzewa błędów zostaje rozłożone na zdarzenia podstawowe, których wartości prawdopodobieństw są znane. To daje możliwość obliczenia prawdopodobieństwa zdarzenia wierzchołkowego drzewa błędów, a tym samym oszacowania możliwości zajścia „sukcesu” całego drzewa. „Sukcesem” w tym przypadku jest niepowodzenie lub awaria układu.

Budowę drzewa błędów w programie SAPHIRE należy rozpocząć od wywołania zakładki „*Fault Trees*” i określenia zdarzenia wierzchołkowego reprezentującego dysfunkcję jakiegoś systemu, a dla którego chcemy wyznaczyć prawdopodobieństwo. W wywołanej zakładce należy określić charakter zdarzenia, jego nazwę oraz wartość błędu obciążenia (*Default Truncation Value*) związaną z błędami zaokrągleń przy dokonywanych operacjach arytmetycznych.

W kolejnym kroku należy zidentyfikować wszystkie możliwe przyczyny zdarzenia wierzchołkowego, a następnie wprowadzić je do drzewa błędów przy pomocy menu okna edycyjnego przedstawionego na rys.3.

Okno to składa się z 5 ikon i daje możliwość wprowadzenia zdarzeń podstawowych ozna-



Rys.2. Panel w głównym oknie programu SAPPHIRE zawierający listę zdarzeń podstawowych oraz drzew błędów i zdarzeń.



Rys.3. Menu okna edycyjnego dla drzewa błędów.

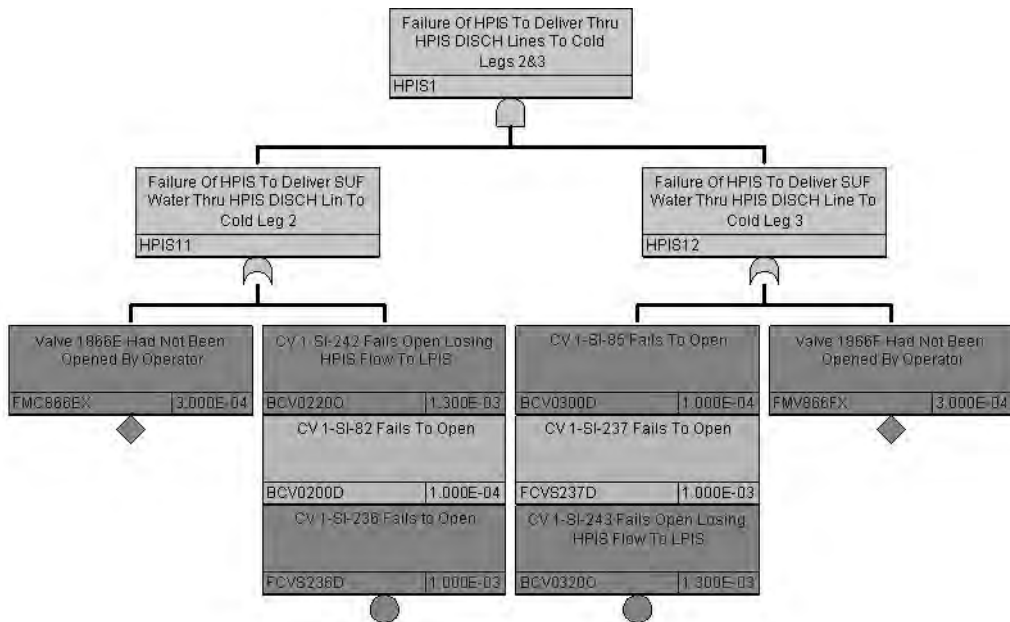
czonych jako BE (*Basic Event*) lub transferów oznaczonych jako TRAN (*Transfer*), dzięki którym niezależna gałąź drzewa może zostać rozwinięta jako osobne poddrzewo. Do określenia charakteru zdarzenia w programie SAPPHIRE służy zakładka „*Failure Model*” pokazana na rys.1, w której należy określić prawdopodobieństwo danego zdarzenia, metodę rozwiązywania drzew błędów i zdarzeń, rodzaj obliczeń, funkcję rozkładu prawdopodobieństwa oraz współczynnik błędu.

Do konstrukcji drzew uszkodzeń wykorzystuje się także tzw. zdarzenia nierozwinięte, dla których dalsza analiza nie jest ważna ze względu na małe znaczenie takiego zdarzenia lub brak

dostatecznych informacji. Procedura dodawania takiego zdarzenia do drzewa oraz jego edycja sprowadza się do wykonania identycznych czynności jak dla zdarzenia podstawowego, lecz z dodatkowym wyborem opcji *Undeveloped Event*. Każde utworzone i zapisane zdarzenie jest widoczne w zakładce „*Fault Tree*” w lewej kolumnie głównego okna projektu.

Do określenia zależności pomiędzy zdarzeniami i gałęziami drzewa służą bramki logiczne „AND”, „OR”, „N of M”. Bramkę logiczną „AND” stosuje się, gdy zdarzenia stanowiące wejścia do bramki muszą zachodzić jednocześnie. Bramkę „OR” używa się, gdy zachodzi przynajmniej jedno ze zdarzeń na wejściu do bramki. Natomiast ostatnia z bramek widniejących na panelu „N of M” stanowi o zajściu N elementów z M. Ostatnim krokiem analizy drzewa błędów jest wyznaczenie prawdopodobieństwa zdarzenia wierzchołkowego. Można tego dokonać w przypadku, gdy wszystkie fragmenty drzewa będą dostatecznie rozwinięte z wprowadzonymi wartościami danych. W przeciwnym przypadku taka analiza jest pozbawiona sensu, gdyż przy pozostawieniu w strukturze niezdefiniowanego zdarzenia, jego wpływ na zdarzenie szczytowe również pozostaje niezdefiniowany, a wynik końcowy jest nieokreślony. W szczególnych przypadkach istnieje możliwość poradzenia sobie z tego typu sytuacją przez obliczenie prawdopodobieństwa wybranej gałęzi drzewa po przekonwertowaniu jej na poddrzewo. Wykonanie obliczeń, czyli w tym przypadku wyliczenie sukcesu zajścia określonego drzewa błędów odbywa się po wyborze opcji „*Solve*” oraz określeniu parametrów. W taki sposób SAPPHIRE generuje przekroje drzew błędów, czyli tzw. CUT SETS, które określają wkład poszczególnych zdarzeń w prawdopodobieństwo awarii. Dodatkowo, program daje możliwość wykonania analizy niepewności danego drzewa błędów symulacją Monte Carlo lub Latin Hypercube. Ponadto istnieje możliwość uwzględnienia analizy sejsmicznej.

Przykładowo na rys.4 przedstawiono poddrzewo HPIB1 [4] dla awarii HPIB (*High Pressure In-*

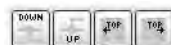


Rys.4. Przykładowa gałąź poddrzewa błędów dla awarii systemu HPIS [4].

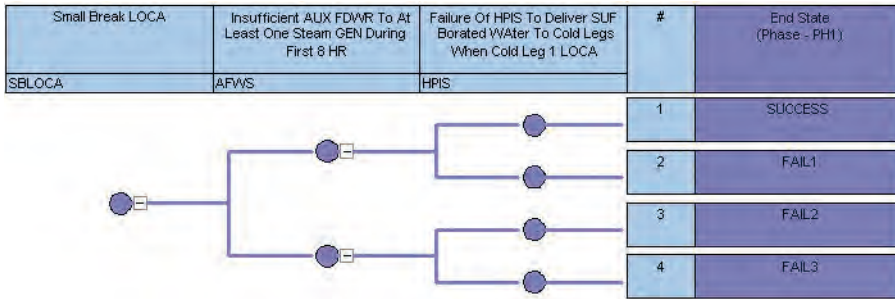
jection System) przy uwzględnieniu możliwości dostarczenia chłodziwa poprzez główny rurociąg tłoczny do rurociągów zimnych 2 i 3. W związku z tym, że zdarzenie wierzchołkowe łączy dwie jednoczesne awarie, jedną zachodzącą w linii 2 i drugą dotyczącą linii 3, zostały one połączone przy pomocy bramki logicznej „AND”, na rysunku oznaczonej kształtem przypominającym wydłużone półkole. Zdarzenia te oznaczone jako HPIS11 i HPIS12 zostały natomiast opisane zdarzeniami podstawowymi i połączone przy pomocy bramki logicznej „OR”, na rysunku oznaczonej kształtem przypominającym wydłużony półksiężyc. Każde z przedstawionych zdarzeń oznaczone jest w postaci ramki zawierającej opis oraz nazwę kodową, a w przypadku zdarzenia podstawowego, również wartość jego prawdopodobieństwa. Zdarzeniom podstawowym odpowiada także symbol widniejący pod ramką. W przypadku zdarzenia pierwotnego, które nie wymaga dalszego rozwijania, do ramki dołączony zostaje symbol koła, a do ramki zdarzenia nierozwiniętego dodany zostaje romb.

Drzewa zdarzeń

Analiza Drzew Zdarzeń ETA (*Event Tree Analysis*) ma charakter indukcyjny i opisuje progresję zdarzeń od zdarzenia początkowego z uwzględnieniem momentów kluczowych dla stanu obiektu. Progresję zdarzeń definiuje się, jako ciąg następujących po sobie zdarzeń w odpowiedzi na zdarzenie inicjujące. Każde ze zdarzeń posiada dwa rozgałęzienia oznaczające wypełnienie swojej funkcji bezpieczeństwa (powodzenie) lub niewypełnienie swojej funkcji (niepowodzenie). Kombinacja zdarzenia początkowego i kolejnych sprawności lub niesprawności systemu i jego elementów, definiuje poszczególne ciągi zdarzeń awaryjnych. Oszacowanie częstości wystąpienia każdej sekwencji awaryjnej wymaga wyznaczenia prawdopodobieństwa zdarzeń definiujących ciągi. W tym celu wykorzystuje się wyniki z analizy drzew błędów. Prawdopodo-



Rys.5. Menu okna edycyjnego drzewa zdarzeń



Rys.6. Drzewo zdarzeń dla awarii *Small Break LOCA* uwzględniający dostępność systemów HPIS i AFWS [4]

bieństwa dla każdej gałęzi muszą sumować się do jedności. Konstrukcja drzewa zdarzeń w programie SAPHIRE sprowadza się do wprowadzenia wszystkich dostępnych systemów bezpieczeństwa w przypadku rozpatrywanej awarii przy pomocy menu okna edycyjnego drzewa zdarzeń przedstawionego na rys.5.

Ważnym elementem przy rozwiązywaniu drzewa zdarzeń jest funkcja tzw. „linkowania”, czyli logicznego powiązania pomiędzy drzewami zdarzeń a drzewami błędów. W wersji 8 programu opcja ta dokonuje się automatycznie, gdy utworzone drzewo zdarzeń zostaje zapisane. Ostatnim etapem analizy probabilistycznej

w programie SAPHIRE jest oszacowanie prawdopodobieństwa zajścia stanu końcowego. Odbywa się to przy pomocy identycznych funkcji jak dla drzew błędów. Podobnie wykonuje się też dalszą analizę niepewności.

Przykład drzewa zdarzeń przedstawiono na rys.6. Dotyczy ono awarii SBLOCA³ polegającej na rozerwaniu obiegu pierwotnego i powstaniu nieszczelności o średnicy 0,5-2 cali na rurociągu zimnym reaktora [4].

W tym przypadku rozpatrzono dostępność dwóch systemów awaryjnych HPIS oraz układu pomocniczego wody zasilającej AFWS (Au-

³ SBLOCA – *Small-Break Loss of Coolant Accident*

#	Prob/Freq	Total %	Cut Sets
1	5.000E-4	8.68	SBLOCA,FMOCPMOF
2	5.000E-4	8.68	SBLOCA,FPMCPPOF
3	3.610E-4	6.27	SBLOCA,FST867AD,FST867BD
4	3.610E-4	6.27	SBLOCA,FST867CD,FST867DD
5	3.610E-4	6.27	SBLOCA,FST111DD,FST1115BD
6	3.000E-4	5.21	SBLOCA,FXVS124X
7	3.000E-4	5.21	SBLOCA,BXVCS25X
8	2.580E-4	4.48	SBLOCA,FAN0689X,FTTSI57F
9	1.700E-4	2.95	SBLOCA,FCBCPMOO
10	1.110E-4	1.93	SBLOCA,JA00-JB00,PXV4041Y

Rys.7. Przekroje drzewa zdarzeń dla awarii *Small Break LOCA* [4]

xiliary Feed-Water System) i otrzymano cztery różne ścieżki przebiegu awarii. Na końcu gałęzi określono stany: 1- SUCCESS (poprawne działanie obu systemów), 2- FAIL1 (awaria HPIS przy dostępności AFWS), 3-FAIL2 (awaria AFWS przy dostępności HPIS), 4- FAIL3 (brak poprawnego działania obu systemów).

Wyniki analizy dokonanej programem SAPHIRE dostępne są w zakładce „View Cut Sets” i wyświetlane są w postaci tabeli, zawierającej procentowy wkład poszczególnych zdarzeń w prawdopodobieństwo awarii. Na rys.7 przedstawiono przekroje drzewa zdarzeń dla awarii Small Break Loca, gdzie jak widać dominujący wkład w możliwość wystąpienia awarii mają zdarzenia FMOCPMOF oraz FPMCPOOF, odpowiadające awariom pompy oraz rozrusznika. Wartość prawdopodobieństwa wystąpienia awarii SBLOCA wynosi 5,759E-3, natomiast wkłady procentowe w możliwość jej wystąpienia od FMOCPMOF i FPMCPOOF są jednakowe i wynoszą 8,68%.

Podsumowanie

Program SAPHIRE jest świetnym narzędziem informatycznym służącym do przeprowadzania probabilistycznych analiz bezpieczeństwa. Przyjazny interfejs oraz jego kompatybilność z systemem Windows daje możliwość łatwego tworzenia i obliczania rozwiniętych drzew błędów i zdarzeń. Program umożliwia oszacowanie prawdopodobieństwa uszkodzenia rdzenia reaktora oraz identyfikację czynników przyczyniających się do powstania takiego rodzaju awarii. Ponadto możliwa jest ocena awaryjności obu-

dowy bezpieczeństwa oraz w pewnym zakresie analiza skutków uwolnień substancji aktywnych do środowiska. Co więcej SAPHIRE oferuje szeroki wachlarz opcji i funkcji rozkładu prawdopodobieństwa, a także możliwość wykonania analiz niepewności, dokumentowania wyników i generacji końcowych raportów.

Przedstawiony powyżej opis podstawowych funkcji powinien pozwolić osobie nie znającej programu na szybkie rozpoczęcie z nim pracy i zrozumienie otrzymanych wyników.

Literatura

- [1.] NUREG/CR-7039. Vol. 1. Systems Analysis Programs for Hands-on Integrated Reliability Evaluations (SAPHIRE). Vol. 1. Summary Manual. U.S. NRC. 2008
- [2.] https://saphire.inl.gov/about_saphire.cfm
- [3.] SAPHIRE 8 Basic, An Introduction to Probabilistic Risk Assessment via the System Analysis
- [4.] Program Hands-On Integrated Reliability Evaluation Software, INL February 2011
- [5.] Wstępny zestaw danych wejściowych do programu Saphire v.8 wraz z przykładowymi analizami, NCBJ, 2011

NOTKA O AUTORACH:

DR IWONA WYSKIEL –PIEKARSKA – SPECJALISTKA
W WYDZIALE ANALIZ OBIEKTÓW JADROWYCH
DEPARTAMENTU BEZPIECZEŃSTWA JĄDROWEGO PAA,

DR INŻ. ERNEST STAROŃ – NACZELNIK WYDZIAŁU
ANALIZ OBIEKTÓW JADROWYCH DBJ PAA

Ankieta dot. biuletynu „Bezpieczeństwo jądrowe i ochrona radiologiczna”

Szanowni Państwo.

W związku z planami unowocześnienia biuletynu „Bezpieczeństwo jądrowe i ochrona radiologiczna” i wprowadzenia wersji elektronicznej zapraszamy Państwa do wypełnienia naszej ankiety i aktualizowania swoich danych kontaktowych.

Ankiety można wypełniać online na stronie internetowej Państwowej Agencji Atomistyki www.paa.gov.pl/o-paa/publikacje/biuletyn-bijor. Zawiera ona następujące pytania:

1. Czy chcą Państwo nadal otrzymywać biuletyn?
2. Czy mają Państwo jakieś sugestie co do wyglądu lub treści biuletynu?
3. Ile osób korzysta z jednego egzemplarza biuletynu?
4. Jeśli dostają Państwo więcej niż jeden egzemplarz czy wszystkie egzemplarze są Państwu potrzebne?
5. Czy wersja elektroniczna biuletynu lub newsletter byłby dla Państwa równie wygodny lub wygodniejszy od wersji papierowej?

Jeśli nie mają Państwo dostępu do Internetu, a chcieliby wypełnić ankietę, prosimy o kontakt telefoniczny z p. Pauliną Szycko, głównym specjalistą ds. komunikacji społecznej i promocji, po nr tel. 22 695 97 37 (tel. kom. 783 930 287) lub p. Anną Gierą, specjalistką z Wydziału Prezydzialnego Gabinetu Prezesa, pod nr tel. 22 695 9541. Mogą Państwo również przestać odpowiadać na adres Państwowej Agencji Atomistyki z dopiskiem „Gabinet Prezesa”.

Biuletyn w formie elektronicznej będzie w przyszłości rozsyłany za pomocą mechanizmu newslettera. Chętnych do odbierania elektronicznego biuletynu zapraszamy do rejestracji i pozostawienia swojego adresu e-mail na stronie paa.gov.pl.

Jeśli nie chcą Państwo w przyszłości otrzymywać biuletynu ani w formie elektronicznej ani papierowej prosimy o zignorowanie tej wiadomości. Zostaną Państwo wówczas usunięci z listy odbiorców biuletynu.

Z poważaniem,
Zespół redakcyjny biuletynu

Państwowa Agencja Atomistyki
ul. Krucza 36, 00-522 Warszawa
www.paa.gov.pl

