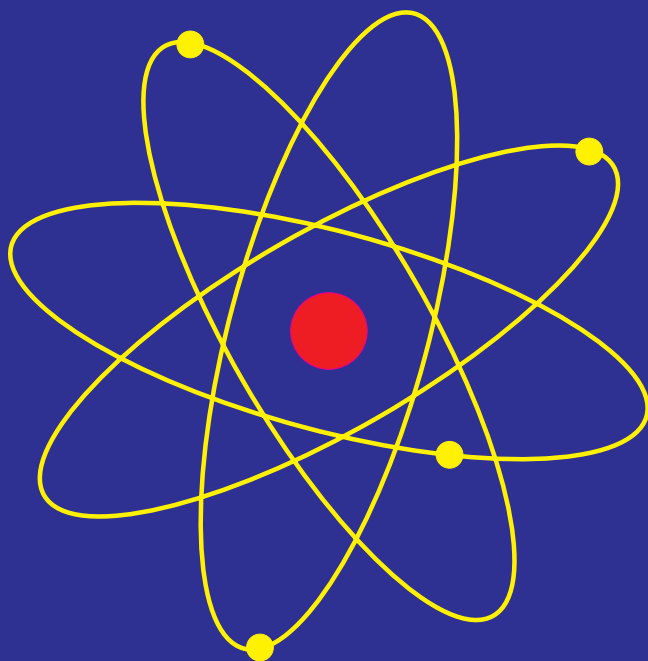


*BEZPIECZEŃSTWO
JĄDROWE
i
OCHRONA
RADIOLOGICZNA*



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](http://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 4(90)/2012
Warszawa

SPIS TREŚCI

I	KONWENCJA BEZPIECZEŃSTWA JĄDROWEGO - WNIOSKI Z NADZWYCZAJNEGO SPOTKANIA (<i>Maciej Jurkowski</i>)	3
II	RAPORT POLSKI NA ZGODNOŚĆ ZE ZOBOWIĄZANAMI KONWENCJI BEZPIECZEŃSTWA JĄDROWEGO REAKTOR BADAWCZY MARIA WRAZ Z BASENEM TECHNOLOGICZNYM (<i>Krzysztof Pytel</i>)	7
III	RAPORT GRUPY ROBOCZEJ DS. OCHRONY FIZYCZNEJ ELEKTROWNI JĄDROWYCH (<i>Andrzej Pawlak</i>)	15
IV	STANOWISKA WENRA WOBEC KLUCZOWYCH PROBLEMÓW BEZPIECZEŃSTWA NOWYCH ELEKTROWNI JĄDROWYCH (<i>Tadeusz Białkowski, Maciej Jurkowski</i>)	23
V	DETERMINISTYCZNE ANALIZY BEZPIECZEŃSTWA WYKORZYSTUJĄCE SYSTEMOWE KODY OBLICZENIOWE (<i>Marcin Dąbrowski, Paweł Domitr</i>)	32
VI	PODEJŚCIE KONSERWATYWNE A METODA NAJLEPSZEGO SZACOWANIA W ANALIZACH I OCENIE BEZPIECZEŃSTWA OBIEKTÓW JĄDROWYCH (<i>Ernest Staroń</i>)	38

Szanowni Państwo.

Czwarty tegoroczny numer Biuletynu otwiera omówienie przez Głównego Inspektora Dozoru Jądrowego pana Macieja Jurkowskiego wniosków 2. Nadzwyczajnego Spotkania Konwencji Bezpieczeństwa Jądrowego poświęconego działaniom wzmacniającym bezpieczeństwo, wdrożonym w wielu krajach w odpowiedzi na lekcję z awarii w EJ Fukushima Dai-ichi w marcu 2011 roku. Pod wpływem tego wydarzenia podjęto na świecie szereg inicjatyw mających na celu sprawdzenie jak obiekty jądrowe, a w pierwszym rzędzie – elektrownie jądrowe są zabezpieczone przed oddziaływaniem na nie skrajnych warunków zewnętrznych, które wprawdzie z niezwykle małym prawdopodobieństwem, ale jednak mogą wystąpić w miejscu lokalizacji tych obiektów. Takim nadzwyczajnym analizom skrajnych oddziaływań ('stress testom') i ocenom poziomu przygotowania do realnego reagowania na ewentualnie wywołane nimi ciężkie awarie poddano w drugiej połowie 2011 roku m.in. prawie wszystkie europejskie elektrownie jądrowe (blisko 140 czynnych lub wyłączonych reaktorów energetycznych drugiej generacji w 15 krajach Unii Europejskiej oraz w Szwajcarii i na Ukrainie) wg jednolitej metodologii opracowanej przez WENRA, w ramach programu koordynowanego przez ENSREG. W pierwszym kwartale 2012 roku w trybie międzynarodowych misji eksperckich zweryfikowano ustalenia opracowanych w ramach europejskich 'stress testów' raportów narodowych. Ten etap 'stress testów' (tzw. peer review, w którym brało udział 80 ekspertów niemal ze wszystkich krajów UE, w tym z Polski) obejmował nie tylko analizy raportów, ale także wizyty techniczne w wybranych elektrowniach jądrowych. Do połowy 2012 roku zarówno w Europie jak i w innych krajach dokonano podsumowań wniosków z lekcji Fukushimy i opracowano plany działań zmierzających do lepszego zabezpieczenia się przed podobnymi awariami w przyszłości. Problemom tym poświęconych było szereg różnych spotkań i konferencji, w tym wspomniane wyżej nadzwyczajne spotkanie Konwencji, zorganizowane przez MAEA w sierpniu 2012 r.

Działaniom podjętym w odniesieniu do reaktora MARIA i przedstawionym w polskim raporcie na to spotkanie poświęcony jest artykuł pana dra Krzysztofa Pytla. W ramach realizacji europejskich 'stress testów' stwierdzono potrzebę objęcia nimi nie tylko zagrożeń bezpieczeństwa jądrowego (nuclear safety), którymi zajęła się grupa ENSREG, ale także zagrożeń obiektów jądrowych aktami wrogimi i przestępczymi (nuclear security), którymi zajęła się powołana ad hoc decyzją Rady Europy w czerwcu 2011 r. grupa AHGNS, której działaniom poświęcony jest artykuł pana Andrzeja Pawlaka.

Lekcja Fukushimy nie zakłóciła tempa przygotowań do realizacji programu jądrowego w Polsce, opartego na nowych reaktorach (generacji III i III+), spełniających cele bezpieczeństwa dla nowych elektrowni jądrowych, określone w oświadczeniu WENRA z listopada 2010 r. (opublikowanym w biuletynie B JiOR nr 4(82)/2010). Artykuł panów Tadeusza Białkowskiego i Macieja Jurkowskiego przytacza tezy raportu WENRA szerzej opisującego wymagania, jakie muszą być spełnione, by osiągnąć każdy z tych celów, opracowane w formie stanowiska WENRA (tzw. 'position paper') wobec każdego z nich. Numer zamykają 2 artykuły – panów Marcina Dąbrowskiego i Pawła Domitra oraz pana Ernesta Staronia poświęcone metodom, stosowanym w dozorowej ocenie bezpieczeństwa (safety assessment) obiektów energetyki jądrowej, jakie opanowywane są w PAA w ramach współpracy z amerykańską Komisją Dozoru Jądrowego US NRC z pomocą udostępnionych przez nią kodów obliczeniowych.

Z okazji zbliżającego się Nowego 2013 Roku wiele radosnych chwil oraz samych sukcesów naszym Czytelnikom

życzy Redakcja Biuletynu



KONWENCJA BEZPIECZEŃSTWA JĄDROWEGO - WNIOSKI Z NADZWYCZAJNEGO SPOTKANIA

*Maciej Jurkowski, Wiceprezes PAA
Główny Inspektor Dozoru Jądrowego*

Wstęp

W dniach 27-31 sierpnia 2012r. w siedzibie Międzynarodowej Agencji Energii Atomowej odbyło się 2. Nadzwyczajne Spotkanie Stron Konwencji bezpieczeństwa jądrowego¹. Spotkanie to było jednym z całej serii różnorodnych spotkań i konferencji międzynarodowych poświęconych analizowaniu przyczyn, przebiegu i skutków awarii w Fukushima w marcu 2011 roku oraz wyciągnięciu wniosków i wypracowaniu odpowiednich strategii i planów działania, pozwalających w przyszłości lepiej przeciwdziałać zaistnieniu podobnych awarii, jak również lepiej przygotować się do opanowania podobnych awarii i likwidacji ich skutków gdyby do nich doszło. Omawiane Spotkanie było poświęcone dyskusji nad wzmocnieniem bezpieczeństwa jądrowego nadal obecnie eksploatowanych oraz aktualnie i w przyszłości budowanych elektrowni jądrowych.

Przebieg i ustalenia spotkania

Eksperti z 64 państw wymienili doświadczenia płynące z awarii jądrowej w sześciu następujących obszarach tematycznych: zdarzenia zewnętrzne, zagadnienia projektowe, poważne awarie, system instytucjonalny, reagowanie na zdarzenia radiacyjne i współpraca międzynarodowa. Zidentyfikowane kluczowe zagadnienia bezpieczeństwa jądrowego zostaną uwzględnione przy przygotowywaniu raportów krajowych na kolejne szóste spotkanie Stron Konwencji wiosną 2014 roku.

¹ W spotkaniu wzięła udział delegacja polska pod przewodnictwem Wiceprezesa PAA, Głównego Inspektora Dozoru Jądrowego; w skład delegacji weszli przedstawiciele PAA, Ministerstwa Spraw Zagranicznych, Narodowego Centrum Badań Jądrowych i Instytutu Geofizyki PAN.

Wnioski z dyskusji w grupach tematycznych

Dyskusje w grupach tematycznych skupiły się na następujących zagadnieniach szczegółowych:

1. grupa dot. **zdarzeń zewnętrznych** (*external events*) - warunki sejsmiczne, powodziowe, pogodowe, prowadzenie analiz zgodnie ze stanem wiedzy, zdarzenia wykraczające poza założenia projektowe;
2. grupa dot. **zagadnień projektowych** (*design issues*) - utrata mocy elektrycznej, utrata chłodzenia, szczelność barier ochronnych, utrata chłodzenia zbiorników wypalonego paliwa, postępowanie z awariami w elektrowniach, zasoby ludzkie i szkolenia, dostępność wyposażenia, adekwatność procedur;
3. grupa dot. **postępowania z poważnymi awariami** (*severe accident management and recovery*) - zasoby ludzkie i szkolenie, adekwatność procedur, awarie jednocześnie, dostępność wyposażenia;
4. grupa dot. **organizacji krajowych** (*national organizations*) - dozór, wsparcie techniczne, operator, rząd - zmiany i usprawnienia systemu instytucjonalnego, współpraca międzyinstytucjonalna, przejrzystość działań;
5. grupa dot. **planowania i reagowania na zdarzenia radiacyjne** oraz działania powaryjne poza terenem elektrowni (*emergency preparedness and response*) - zarządzanie kryzysowe, ochrona radiologiczna, reagowanie na zdarzenia, komunikowanie o zdarzeniu, transparentcja;
6. grupa dot. **współpracy międzynarodowej** (*international cooperation*) - konwencje/ umowy, informowanie o zdarzeniu, organi-

zacje międzynarodowe, wymiana doświadczeń eksploatacyjnych.

W wyniku prac grup tematycznych zidentyfikowano następujące zagadnienia, które powinny być w szczególności ujęte w następnych raportach narodowych na kolejne spotkania przeglądowe Konwencji:

1. Wyniki ocen zagrożeń zewnętrznych, okresowych ocen bezpieczeństwa i innych przeglądów, w tym zewnętrznych przeglądów eksperckich (*peer reviews*), oraz podjętych lub planowanych w ich wyniku działań w odniesieniu do istniejących elektrowni jądrowych;
2. Podjęte lub planowane działania w istniejących elektrowniach jądrowych w celu przeciwdziałania zagrożeniom naturalnym wykraczającym poza założenia projektowe;
3. Dodatkowe usprawnienia w zapewnieniu bezpieczeństwa przed zagrożeniami zewnętrznymi i zapobieganiu awariom budowanych nowych elektrowni jądrowych jak również ich skutkom tak, by uniknąć skażeń na zewnątrz elektrowni;
4. Usprawnienia środków zapobiegania skutkom ekstremalnych katastrof naturalnych, w szczególności zapewniających chłodzenie rdzenia reaktora i basenu wypalonego paliwa z zapewnieniem alternatywnych (zapasowych) źródeł wody chłodzącej, dostępności zasilania energią elektryczną, integralności obudowy bezpieczeństwa z zapewnieniem możliwości redukcji ciśnienia przy pomocy filtrowanego upustu oraz skutecznej redukcji stężenia wodoru wewnątrz obudowy; należy rozważyć wykorzystanie metod probabilistycznej oceny bezpieczeństwa do identyfikacji innych jeszcze możliwych usprawnień.
5. Środki podjęte lub planowane dla zapewnienia efektywnej niezależności dozoru jądrowego od niedopuszczalnych nacisków zewnętrznych, z informacją o wynikach misji IRRS, jeśli miały miejsce,
6. Usprawnienia w systemie przygotowań i reagowania na zdarzenia radiacyjne, z uwzględnieniem sytuacji równoczesnej awarii kilku reaktorów w tej samej lokalizacji, z informacją o podejściu i metodach szacowania warunków źródłowych oraz

o inicjatywach w zakresie likwidacji skutków awarii.

7. Informacje nt. sposobu stosowania przez Stronę Konwencji norm bezpieczeństwa MAEA przy wdrażaniu przepisów Konwencji;
8. Informacje nt. działań podjętych dla wzmocnienia otwartości i transparentności wobec wszystkich zainteresowanych stron.

W wyniku dyskusji w grupach tematycznych oraz podczas spotkań plenarnych dodatkowo wskazano kulturę bezpieczeństwa oraz czynniki ludzkie i organizacyjne jako zagadnienia mające istotny wpływ we wszystkich sześciu wymienionych wyżej obszarach, rozpatrywanych w ramach sesji grup tematycznych (zdarzenia zewnętrzne, cechy projektu, zarządzanie w warunkach ciężkich awarii, włącznie z odpowiednim wyszkoleniem personelu operacyjnego EJ i dobrym funkcjonowaniem krajowych organizacji systemu reagowania). Dlatego też problematyka ta winna również być odpowiednio uwzględniona w raportach narodowych na kolejne spotkania przeglądowe. Dodatkowo w podsumowaniu każdego raportu narodowego winna znajdować się informacja (podrozdział) o działaniach podjętych w wyniku analizy wniosków z awarii w EJ Fukushima Dai-ichi.

Plany wzmocnienia efektywności konwencji

W trakcie spotkania dyskutowano także nad wzmocnieniem efektywności Konwencji bezpieczeństwa jądrowego, jako czynnika stymulującego **ciągłe, systematyczne podnoszenie poziomu bezpieczeństwa** elektrowni jądrowych w skali globalnej, dzięki mechanizmowi cyklicznych Spotkań Przeglądowych (co 3 lata), na których Strony konwencji prezentują swoje postępy w podnoszeniu poziomu bezpieczeństwa i stawiają cele do realizacji w kolejnym 3-letnim etapie cyklu. Konwencja (podobnie jak normy bezpieczeństwa MAEA) stoi na straży fundamentalnej zasady **odpowiedzialności posiadacza zezwolenia** (inwestora lub operatora obiektu jądrowego - EJ), **za bezpieczeństwo obiektu lub działalności**, oraz **odpowiedzialności krajowych organów regulujących (organów dozoru jądrowego) za państwowy nadzór nad bezpieczeństwem (dozór jądrowy)**. Dozór ten

obejmuje funkcje: ustalania **wymagań**, niezależnej **oceny bezpieczeństwa** szczegółowych rozwiązań technicznych proponowanych przez posiadacza zezwolenia, wydawania odpowiednich **zezwoleń**, a następnie **kontroli bezpieczeństwa** obiektów lub działalności w toku ich realizacji, a także – **nakładania sankcji** na posiadacza zezwolenia w przypadku stwierdzonego naruszenia przez niego wymagań bezpieczeństwa.

Państwa - Strony konwencji reprezentowane są na spotkaniach przeglądowych zwykle przez przedstawicieli urzędów **dozoru jądrowego**, wspomaganymi przez ekspertów organizacji **posiadacza zezwolenia**. To właśnie te dwie krajowe organizacje, mające bezpośredni wpływ na bezpieczeństwo eksploatowanych w ich kraju obiektów jądrowych, przyjmują podczas Spotkania przeglądowego wobec innych Państw - Stron konwencji zobowiązania w zakresie jego wzmocnienia w ciągu kolejnych 3 lat - do kolejnego Spotkania przeglądowego. By usprawnić proces przeglądu stopnia wywiązywania się Stron konwencji z tych zobowiązań, na obecnym nadzwyczajnym Spotkaniu zostały przyjęte przez konsensus zmiany w zasadach proceduralnych Konwencji oraz w zasadach przeprowadzania procesu przeglądowego i raportów krajowych na spotkania przeglądowe Konwencji. Uczestnicy spotkania zgodzili się również stworzyć specjalną grupę ekspercką w celu przedyskutowania propozycji zmian w tekście Konwencji. Rezultaty prac grupy zostaną przedstawione kolejnemu spotkaniu przeglądowemu. Szczegółowy raport końcowy ze spotkania jest dostępny na stronie MAEA²

Kluczowe ustalenia w zakresie bezpieczeństwa

Spotkanie potwierdziło zaangażowanie w sprawę bezpieczeństwa zarówno organizacji eksploatujących elektrownie jądrowe (*operators*), jak i urzędów dozoru jądrowego (*regulators*). Dozór winien zapewnić by organizacje eksploatujące, ponoszące w pierwszym rzędzie odpowiedzialność za bezpieczeństwo eksploatacji elektrowni jądrowych, dążyły do wprowadzenia ulepszeń potrzebnych w świetle lekcji z awarii w Fukushima Dai-ichi .

² <http://www.iaea.org/Publications/Documents/Conventions/cns-summaryreport310812.pdf>.

1. Współczesne elektrownie jądrowe to solidne obiekty, zaprojektowane by wytrzymać całe spektrum naturalnych zagrożeń; niemniej Strony konwencji podjęły kompleksowe powtórne analizy zagrożeń (*“stress tests”*) skrajnymi zjawiskami naturalnymi, takimi jak trzęsienia ziemi lub powódzie, by określić środki wzmocnienia bezpieczeństwa jądrowego własnych EJ w oparciu o lekcję z awarii w elektrowni Fukushima Dai-ichi. Szereg usprawnień w projekcie, procedurach i procesach już wprowadzono, a kolejne będą wprowadzane niezwłocznie, w miarę napływu dalszych informacji nt. wniosków z awarii, co może potrwać jeszcze przez kilka lat. W każdym razie Państwa-Strony pozostają w gotowości do podjęcia dodatkowych działań w razie potrzeby.
2. Państwa Strony konwencji uzgodniły, że nowe elektrownie jądrowe powinny być lokalizowane, projektowane, budowane i eksploatowane w taki sposób, by skutecznie zapobiec jakimkolwiek długotrwałemu oddziaływaniu zewnętrznemu na zdrowie i bezpieczeństwo ludności, włącznie z sytuacjami ciężkich awarii, powodujących duże uwolnienia substancji promieniotwórczych; organizacje eksploatujące współczesne elektrownie jądrowe powinny także podjąć rozsądne działania praktyczne w celu zminimalizowania wpływu awarii na potencjalnie zagrożone obszary.
3. Najwyższym priorytetem dozoru jądrowego jest ochrona zdrowia i bezpieczeństwa ludności. Państwa –Strony zgodziły się dołożyć starań, aby zapewnić dozorowi jądrowemu dostateczne środki do wypełniania jego obowiązków i bycia skutecznie niezależnym od organizacji zainteresowanych lub czerpiących zyski z promocji lub wykorzystania energii jądrowej, co może zakłócać lub wpływać w sposób nieuprawniony na proces wydawania decyzji przez dozór.
4. Państwa –Strony zachęcają do międzynarodowej współpracy w ramach MAEA oraz sieci organizacji dozorowych, eksploatacyjnych oraz wsparcia technicznego (TSO) w celu wymiany informacji o doświadczeniach z awarii w Fukushima.
5. Państwa – Strony dostrzegają znaczenie

- dzielenia się posiadaną informacją, włącznie z narzędziami przewidywania skrajnych zagrożeń naturalnych dla elektrowni jądrowych, a także wagę uaktualnienia odpowiednich wytycznych MAEA w tym zakresie. Prace nad takimi uaktualnieniami powinny być wykorzystane również do ponownego oszacowania tych zagrożeń, oceny solidności obiektu, oraz do przeprowadzenia na czas pogłębionych analiz i ocen bezpieczeństwa, takich jakie się wykonuje w przypadku rutynowych okresowych ocen bezpieczeństwa (PSR – *periodic safety reviews*).
6. Państwa –Strony zwracały w dyskusjach uwagę na znaczenie utrzymywania integralności obudowy bezpieczeństwa dla ochrony ludzkiego zdrowia i bezpieczeństwa, oraz ochrony przed skażeniami środowiska w przypadku ciężkiej awarii. Stwierdzono potrzebę prowadzenia dalszych prac nad środkami zapewnienia integralności tej obudowy.
 7. Państwa –Strony stwierdziły potrzebę wzmocnienia przygotowania awaryjnego, zarówno w obiekcie jak i poza obiektem, aby zapewnić dostateczne zabezpieczenie ludzi przed wszelkimi zdarzeniami, włącznie z ciężkimi awariami elektrowni jądrowej.
 8. Uzgodniono ze wszystkimi stronami konwencji, że Sprawozdania Narodowe na jej 6. Spotkanie Przeglądowe i kolejne dalsze spotkania powinny zawierać informację, jak wykorzystywane są normy bezpieczeństwa MAEA do wypełnienia przez Stronę zobowiązania do wdrożenia konwencji.
 9. Państwa Strony podjęły działania zmierzające do podwyższenia efektywności funkcjonowania Konwencji, polegające na wprowadzeniu kilku zmian w jej procedurach i wytycznych, co zapewni usprawnienie procesu przeglądowego i zwiększy przejrzystość działania. Powołano także grupę roboczą ETWG (*Effectiveness and Transparency Working Group*) z zadaniem raportowania aktualnej listy działań podejmowanych w celu wzmocnienia procesu przeglądowego oraz propozycji zmian samej konwencji.

Notka o autorze:

Maciej Jurkowski – Wiceprezes PAA, Główny Inspektor Dozoru Jądrowego, Przewodniczący delegacji polskiej na 2. Nadzwyczajnym Spotkaniu Stron Konwencji bezpieczeństwa jądrowego.

RAPORT POLSKI NA ZGODNOŚĆ ZE ZOBOWIĄZANAMI KONWENCJI BEZPIECZEŃSTWA JĄDROWEGO REAKTOR BADAWCZY MARIA WRAZ Z BASENEM TECHNOLOGICZNYM (II Nadzwyczajne spotkanie stron Konwencji Bezpieczeństwa Jądrowego)

Krzysztof Pytel
Narodowe Centrum Badań Jądrowych

WSTĘP

Raport na 2. Nadzwyczajne Spotkanie Konwencji Bezpieczeństwa Jądrowego, które odbyło się w sierpniu 2012 r. w Wiedniu, został przygotowany zgodnie z wytycznymi ustalonymi przez Umawiające się Strony w celu zapewnienia efektywnego i skutecznego przeglądu sprawozdań narodowych, poświęconych **działaniom zapobiegania awariom**, które to działania zostały podjęte w związku z awarią elektrowni jądrowej Fukushima Dai-ichi. Raport ten nie skupiał się na problemach, które zostały opracowane „rutynowo” i były prezentowane w sprawozdaniach narodowych na cyklicznych spotkaniach Umawiających się Stron Konwencji Bezpieczeństwa Jądrowego w Wiedniu w latach: 1999 r., 2002 r., 2005 r., 2008 r. i 2011 r.

Od Polski, która jest Umawiającą się Stroną bez instalacji jądrowych w rozumieniu art. 2 lit. (i) Konwencji¹, oczekiwano omówienia w tym raporcie przede wszystkim tematów 4, 5 i 6 (dotyczących odpowiednio: organizacji krajowych, gotowości i reagowania na awarie oraz zarządzania likwidacją ich skutków jak również - związanej z tym współpracy międzynarodowej). Dodatkowo, biorąc pod uwagę decyzję rządową w sprawie przygotowania programu polskiej energetyki jądrowej i obowiązek transpozycji Dyrektywy Rady 2009/71 /Euratom w sprawie ustanowienia wspólnotowych ram prawnych dotyczących bezpieczeństwa obiektów jądrowych, omówiono w tym raporcie w możliwym zakresie również tematy 1, 2 i 3 (dotyczące zdarzeń zewnętrznych, zagadnień projektowych oraz - zarządzania w warunkach ciężkiej awarii

i likwidacji jej skutków), odnosząc się głównie do działalności wykonywanej przez organ dozoru, odpowiedzialny za ustanawianie wymagań bezpieczeństwa poprzez opracowanie projektów rozporządzeń ustanawiających ramy dozоровe. Opisy działań, wykonywanych w Polsce przez operatora, we wszystkich 6 dziedzinach zostały dostarczone przez operatorów instalacji jądrowych innych niż określone w art. 2 (i) Konwencji, a mianowicie: reaktora badawczego MARIA wraz z basenem technologicznym w Narodowym Centrum Badań Jądrowych (NCBJ), reaktora badawczego EWA w likwidacji w Zakładzie Unieszkodliwiania Odpadów Promieniotwórczych oraz wypalonego paliwa jądrowego w przechowalnikach tego zakładu.

Niżej przytoczono fragment polskiego raportu (sprawozdania narodowego), opisujący działania podjęte pod wpływem analiz przyczyn i skutków awarii w EJ Fukushima 1, w NCBJ jako jednostce eksploatującej reaktor MARIA (operatora reaktora) oraz w PAA jako urzędzie dozoru jądrowego, w zakresie tematu 1 – zdarzenia zewnętrzne i tematu 2 – zagadnienia projektowe – w odniesieniu do tego reaktora.

1. Temat 1. Zdarzenia zewnętrzne

1.1 Zarys podjętej analizy

Znowelizowana ustawa Prawo atomowe zawiera stwierdzenie mówiące o tym, że obiekt jądrowy powinien być usytuowany na terenie, na którym możliwe jest zapewnienie bezpieczeństwa jądrowego, ochrony radiologicznej oraz ochrony fizycznej podczas uruchamiania, działa-

¹ nie posiada elektrowni jądrowych

nia i likwidacji obiektu jądrowego oraz skuteczne wykonanie procedur gotowości w przypadku awarii. Zakłada się, zgodnie z zasadą, że posiadacz zezwolenia jest odpowiedzialny za bezpieczeństwo jądrowe, że inwestor obiektów jądrowych, przyszły posiadacz licencji, niezależnie ocenia teren lokalizacji potencjalnych obiektów jądrowych za pomocą metod, które przynoszą wymierne efekty i właściwie odzwierciedlają rzeczywiste warunki tego terenu. Ocena taka jest warunkiem koniecznym wyboru lokalizacji dla obiektów jądrowych, i dotyczy następujących grup czynników: warunki sejsmiczne, tektoniczne, geotechniczne, hydrologiczne, hydro-geologiczne i meteorologiczne; zdarzenia zewnętrzne - naturalne i spowodowane przez działalność człowieka; infrastruktura terenu; gęstość zaludnienia i rozwój zagospodarowania przestrzennego, jak również możliwość wykonywania procedur lokalnej gotowości awaryjnej w przypadku zdarzenia radiacyjnego.

Inwestor powinien przygotować wyniki oceny terenu potencjalnej lokalizacji obiektu jądrowego, wraz z wynikami testów i pomiarów, które są podstawą do takiej oceny, w formie tzw. raportu lokalizacyjnego. Raport lokalizacyjny będzie przedmiotem oceny przez Prezesa PAA, w toku postępowania o wydanie zezwolenie na budowę obiektu jądrowego. Nie jest wymagane żadne odrębne zezwolenie lokalizacyjne od PAA. Projekt rozporządzenia (tzw. rozporządzenie lokalizacyjne) w sprawie szczegółowego zakresu oceny lokalizacji obiektów jądrowych, przypadków wykluczających lokalizację obiektu jądrowego na danym terenie oraz wymagań dotyczących raportu lokalizacyjnego został, po wstępnym zaakceptowaniu przez Rząd, poddany opiniowaniu (kwiecień 2012 r.) przez Komisję Europejską².

1.2 Działalność podjęta przez operatora

Wysokotrumieniowy reaktor badawczy MARIA, zlokalizowany w Świerku w pobliżu Warszawy, jest eksploatowany przez Narodowe Centrum Badań Jądrowych (NCBJ). Reaktor

² Rozporządzenie Rady Ministrów z dnia 10 sierpnia 2012 r. w sprawie szczegółowego zakresu przeprowadzania oceny terenu przeznaczonego pod lokalizację obiektu jądrowego, przypadków wykluczających możliwość uznania terenu za spełniający wymogi lokalizacji obiektu jądrowego oraz w sprawie wymagań dotyczących raportu lokalizacyjnego dla obiektu jądrowego (Dz.U. 2012 poz. 1025 z dnia 17.09.2012 r) weszło w życie z początkiem października 2012 r.

jest typu basenowego z ciśnieniowymi kanałami paliwowymi, zawierającymi wielorurowe, koncentryczne zestawy paliwowe. Rolę moderatora pełni woda oraz beryl. Woda jest jednocześnie czynnikiem chłodzącym reaktor. Paliwo zawiera uran o wzbogaceniu 36% ²³⁵U; aktualnie rozpoczęto procedurę konwersji rdzenia na paliwo o niskim wzbogaceniu (poniżej 20% ²³⁵U).

Przeprowadzono ponowną ocenę tych czynników środowiskowych, które mogą wpływać na bezpieczeństwo reaktora MARIA. Są to takie naturalne zjawiska jak trzęsienia ziemi, powodzie, intensywne opady deszczu i śniegu, wichury i trąby powietrzne. Inne zdarzenia zewnętrzne, rozpatrywane w Raporcie Bezpieczeństwa reaktora, takie jak upadek samolotu czy atak rakietowy, nie były rozpatrywane w ramach przeglądu, zainicjowanego po awarii w elektrowni Fukushima Dai-ichi.

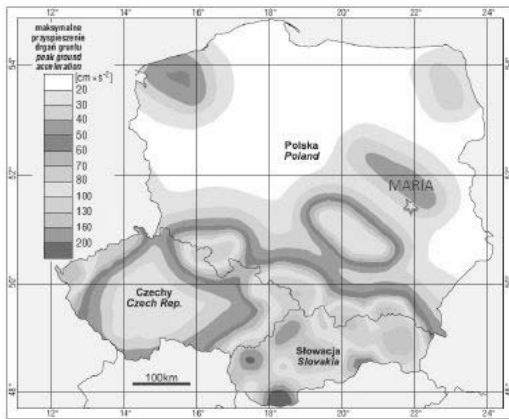
Trzęsienia ziemi

Obszar Mazowska, gdzie usytuowany jest reaktor MARIA, znajduje się w strefie szwu transeuropejskiego, oddzielającego ruchomy teran fanerozoiczny od platformy prekambryjskiej. Pomimo tego teren reaktora, podobnie jak cała Polska, uważany jest za obszar o słabej aktywności sejsmicznej, gdzie nie występują katastrofalne trzęsienia ziemi. Jedyne historyczne trzęsienie ziemi dotknęło okolice Warszawy w 1680 roku, a jego magnituda w skali Richtera nie przekroczyła 5.

Mapa zagrożenia sejsmicznego, określonego dla maksymalnego przyspieszenia gruntu, policzona z 90% prawdopodobieństwem, że wartości przyspieszenia nie zostaną przekroczone w okresie 105 lat (okres powtarzalności 1000 lat), została pokazana na Rys. 1³. Dla terenu reaktora MARIA maksymalne przyspieszenie poziome nie przekracza wartości 0,05 g.

W pierwotnym projekcie reaktora nie uwzględniono zagrożenia sejsmicznego. Ponowna ocena tego zagrożenia, zainicjowana po awarii w Fukushima wskazuje na konieczność włączenia zagrożenia spowodowanego trzęsieniem ziemi do analiz bezpieczeństwa reaktora MARIA. Postulowane projektowe zagrożenie

³ V. Schenk, Z. Schenkova, P. Kottner, B. Guterch, P. Labak – *Earthquake hazards maps for the Czech Republic, Poland and Slovakia*. Acta Geoph. Pol., 49, 3: 287-302, 2001



Rys. 1.

sejsmiczne dla reaktora MARIA powinno odpowiadać maksymalnemu przyspieszeniu gruntu do 0,1 g.

Powódź

Reaktor MARIA znajduje się na wysokości 121 m nad poziomem morza i 16 m powyżej poziomu wody w najbliższej rzece Świder, oddalonej o 920 metrów od budynku reaktora. Świder jest głównym elementem sieci hydrograficznej terenu i ma przez większą część roku charakter infiltrujący. Średnie wieloletnie wartości przepływu tej rzeki kształtują się w granicach $4,6 \div 4,9 \text{ m}^3/\text{s}$. Rzeka charakteryzuje się znacznym wezbraniem wiosennym (roztopowym) w marcu, oraz mniejszymi wezbraniem w okresach letnich (zwiększone opady deszczu). W ciągu ostatnich 50 lat fala wezbraniowa nie zbliżyła się do ośrodka na odległość mniejszą niż 600 m.

Tak więc rzeka Świder nie stanowi zagrożenia powodziowego dla reaktora MARIA.

W obszarze wysoczyzny polodowcowej gdzie zlokalizowany jest reaktor MARIA występują płytkie wody gruntowe, tworzące poziomy wodonośny na głębokości do 5 m, zasilane wyłącznie opadami atmosferycznymi. Poziom wód gruntowych jest monitorowany za pomocą szeregu studni piezometrycznych z wzorcowanymi piezometrami. W historii reaktora odnotowano jeden przypadek, kiedy woda roztopowa z topniejącego śniegu pojawiła się w piwnicach budynku pomocniczego reaktora, nie powodując zagrożenia elementów reaktora istotnych dla jego bezpieczeństwa. Między innymi częściowemu

zalaniu (kilkanaście centymetrów wody) uległo pomieszczenie akumulatorni, zlokalizowane na poziomie -3 m poniżej poziomu gruntu. Podjęto odpowiednie kroki w celu wyeliminowania takiej możliwości na przyszłość (patrz 2.2).

Lokalne zalanie

W budynku reaktora i jego bezpośrednim sąsiedztwie znajdują się trzy zbiorniki z wodą o znacznej objętości, a mianowicie: zbiorniki reaktora i basenu przechowawczego, zawierające po ok. 250 t wody każdy oraz zbiornik wentylatorowej chłodni wieżowej o pojemności ok. 900 m^3 .

Reaktor wyposażony jest w systemy zrzutu i uzupełniania wody w obiegach chłodzenia, a także system drenażu, umożliwiający odpływ wody z pomieszczeń reaktora w przypadku ich zalania.

Niezamierzone uwolnienie wody z basenów reaktora lub innych instalacji wodnych w reaktorze może potencjalnie doprowadzić do zalania pomieszczeń w podziemiach budynku reaktora. Analiza wykazała, że z punktu widzenia systemu zasilania reaktora w energię elektryczną, najpoważniejsze zagrożenie stanowi zalanie akumulatorni. Lokalizacja akumulatorni na poziomie -3 m poniżej powierzchni gruntu stwarza niekorzystne warunki jeśli chodzi o zabezpieczenie przed zalaniem wodą istotnych źródeł zasilania wewnętrznego tj. zasilania awaryjnego 220 V z dwóch zespołów baterii akumulatorów, a także baterie akumulatorów 24 V oraz 48 V.

Pozostałe elementy układu zasilania wewnętrznego takie jak np. przetwornice maszynowe, generatory diesla z bateriami rozruchowymi, rozdzielnie są zlokalizowane na poziomie gruntu lub wyżej co zapewnia ich odporność na lokalne zalania.

Ekstremalne warunki pogodowe

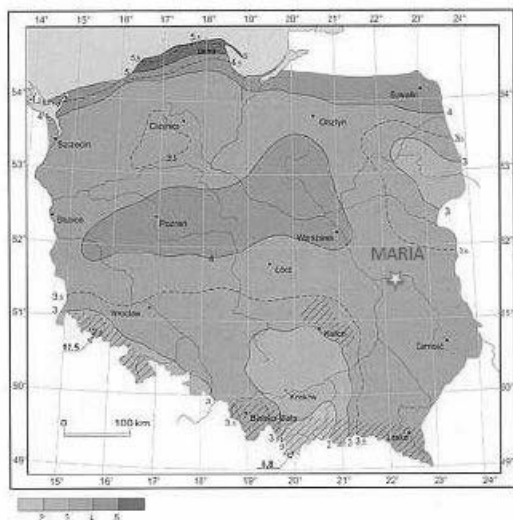
Reaktor MARIA może być narażony na ekstremalne zjawiska pogodowe, takie jak: intensywne opady deszczu lub śniegu, wichury oraz oblodzenia. Na obszarze Polski nie występują natomiast tropikalne cyklony i huragany.

Opady krótkotrwałe o charakterze nawałnym, występujące w okolicach Warszawy, nie są zbyt

intensywne. Największy zarejestrowany opad dobowy nigdy nie przekroczył 100 mm wody i jest zdecydowanie niższy od największego opadu dobowego o wartości 180 mm odnotowanego w 1996 roku w Małopolsce.

Zgodnie z wymaganiami prawa budowlanego obudowa reaktora może przenosić obciążenie śniegiem do 0,7 kN/m², które jest równoważne pokrywie ok. 70 cm śniegu. Na Mazowszu taka grubość pokrywy śniegowej występuje, aczkolwiek zdarza się to rzadko. Gdy pokrywa śniegu przekracza 30 cm zarządzane jest usuwanie śniegu z dachów.

Na terenie ośrodka Świerk dominują wiatry zachodnie o prędkościach (średnie wartości 10-minutowe na wysokości 10 m nad poziomem gruntu, dla szorstkości terenu 0-1) nie przekraczających 4 m/s (patrz mapa Rys. 2⁴)



Rys. 2.

Trąby powietrzne stanowią największe zagrożenie dla napowietrznych linii elektroenergetycznych. Zgodnie z ostatnimi raportami Rządowego Centrum Bezpieczeństwa⁵ na obszarze Polski występuje średnio 1 - 4 trąb powietrznych rocznie (dla porównania w USA notuje się ~1000 tornad rocznie). Intensywność trąb powietrznych w Polsce nie przekracza 3 stopnia w skali Fuji-

⁴ *The Atlas of Polish climate* - edited by Haliny Lorenc, Institute of Meteorology and Water Management, Warsaw, 2005

⁵ *Periodic threats that occur in Poland*- developed by Division of Analyses and Prognosis in the Office of Monitoring and Risk Analysis of Government Security Center, September 2010

ty (F3), co odpowiada maksymalnej prędkości wiatru w zakresie 50 – 100 m/s. Najsilniejsze historyczne tornado o skali F3 – F4 nawiedziło Lublin w 1931 roku.

Silne opady śniegu lub oblodzenia mogą stanowić zagrożenie dla napowietrznych sieci przesyłowych. Połączenie opadu śniegu lub oblodzenia z silnym wiatrem może doprowadzić do oscylacji linii przesyłowej i jej uszkodzenia. Latem 1985 silny wiatr o prędkości dochodzącej do 30 m/s i intensywny opad deszczu spowodowały przewrócenie się słupów sieci wysokiego napięcia (440 kV) i utratę zasilania podstawowego reaktora MARIA przez okres 2 tygodni. Reaktor i inne systemy w ośrodku były w tym czasie zasilane z generatorów diesla.

Całkowity zanik zasilania reaktora MARIA – test warunków skrajnych (*stress test*)

Analizy zdarzeń zewnętrznych, przeprowadzone w ramach okresowych analiz bezpieczeństwa reaktora MARIA, a także przegląd dokonany w związku z awarią w Fukushima, nie wskazują na zagrożenie reaktora takimi zdarzeniami zewnętrznymi pod warunkiem, że nie ma koincydencji kilku zdarzeń. Jedynie w przypadku pewnych koincydencji takich zdarzeń, niezależnie od tego jak mało prawdopodobnej, mogą zaistnieć warunki do poważnego zdarzenia radiacyjnego.

Do testu warunków skrajnych dla reaktora MARIA przyjęto całkowity zanik zasilania ośrodka Świerk. Scenariusz takiego zdarzenia jest następujący:

- Silny wiatr, trąba powietrzna lub oblodzenie powoduje uszkodzenie sieci wysokiego napięcia zasilających reaktor.
- Jednocześnie, np. na skutek lokalnego zalań (uszkodzenie sieci wodociągowej) zalań ulega akumulatornia, co powoduje utratę bezprzerwowego zasilania awaryjnego..
- Jednocześnie nie udaje się uruchomić zespołów prądotwórczych diesla, pozbawiając reaktor awaryjnego zasilania.

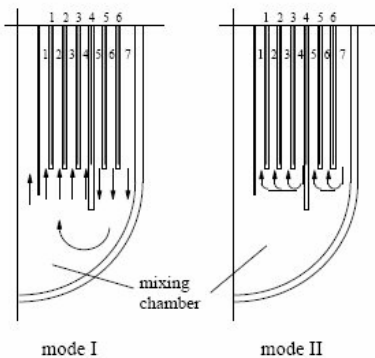
W normalnych warunkach utrata zasilania zewnętrznego (obie linie zasilające) powoduje następującą odpowiedź systemów reaktora:

- Natychmiastowe (opóźnienie ~1,3 sek.) wyłączenie reaktora sygnałem zaniku napięcia.
- Po ~3 sekundach następuje automatyczne

przełączenie zasilania pomp na zasilanie awaryjne.

- Po 15 minutach od zaniku napięcia obsługa reaktora rozpoczyna uruchamianie zespołów prądowców diesla. Wzbudzenie generatorów, a następnie przełączenie zasilania na awaryjne następuje po ok. 30 minutach od zaniku zasilania.
- Po 1 godzinie wymuszonego chłodzenia reaktora za pomocą pomp zasilanych z zespołów prądowców diesla, pompy mogą zostać wyłączone, a paliwo jest chłodzone za pomocą konwekcji naturalnej.

Konwekcja naturalna odgrywa podstawową rolę w procesie odbioru ciepła powyłączeniowego z paliwa. W początkowym okresie po wyłączeniu pomp głównych i po zaniku przepływu wymuszonego na skutek wybiegu pomp, w kanałach paliwowych ustala się przepływ konwekcyjny przez kanały i boczniki. Schemat rozptyłu chłodziwa w tym okresie pokazano na Rys. 3. Taki rozptył chłodziwa, określany jako mod I chłodzenia konwekcyjnego, został potwierdzony eksperymentalnie.

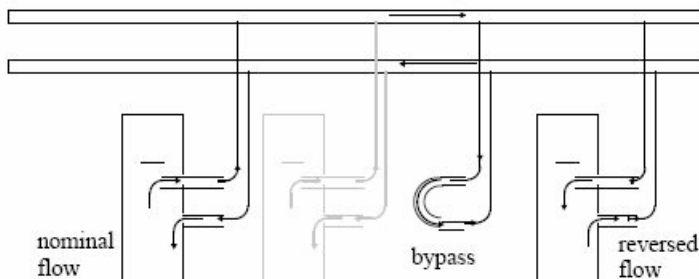


Rys. 3.

Po pewnym czasie (zwykle od kilku do kilkadziesiąt godzin po wyłączeniu reaktora) ten mod rozptyłu chłodziwa zanika i ustala się konwekcja naturalna w poszczególnych kanałach paliwowych (mod II). W tym modzie w elemencie paliwowym tworzą się dwie komórki konwekcyjne; rozptył chłodziwa między rurami paliwowymi pokazano na Rys. 4.

Oba mody chłodzenia zapewniają skuteczny mechanizm przekazywania ciepła z kanałów paliwowych do basenu reaktora. Mierzone temperatury wody na wylocie z kanałów paliwowych są zwykle o kilka stopni wyższe od temperatury wody w basenie reaktora. Należy również dodać, że ciśnienie w kanałach paliwowych pozostaje nadal wyższe od ciśnienia hydrostatycznego w basenie (o 0,6 MPa) co odpowiada temperaturze nasycenia wody 160 °C, wyższej od temperatury nasycenia wody w basenie, mieszczącej się w zakresie 100 ÷ 116 °C zależnie od głębokości. Układ równoległych kanałów paliwowych w otwartym basenie reaktora stanowi zatem wydajny wymiennik ciepła, pozwalający na odbiór ciepła powyłączeniowego z paliwa.

Analizy wykazują, że po wyłączeniu reaktora wymuszony przepływ chłodziwa powinien być zapewniony przez 10 minut. Po ustaniu przepływu wymuszonego basen reaktora przejmuje funkcję końcowego odbiornika ciepła i można oszacować szybkość przyrostu średniej temperatury wody w basenie. Po 100 godzinach schładzania rdzenia temperatura wody w basenie nie przekroczy 75 °C. Dzięki bardzo dużej ilości wody w basenie reaktora okres czasu potrzebny do osuszenia basenu i uszkodzenia paliwa (zakładając brak interwencji operatora) jest niezwykle długi, liczony w latach.



Rys. 4.

Do przeprowadzenia podobnej analizy w basenie przechowawczym wypalonego paliwa należy ocenić moc powyłączeniową paliwa zgromadzonego w basenie. Paliwo jest wyladowywane z reaktora MARIA sukcesywnie, a łączna moc powyłączeniowa w przechowalniku osiąga stan równowagi na poziomie ~30 kW. Naturalna konwekcja wody w basenie przechowalnika wystarcza do skutecznego odbioru ciepła z wypalonego paliwa. Wpływ zaniku zasilania na stan paliwa w przechowalniku jest pomijalny.

1.3 Działalność podjęta przez dozór

We wczesnych etapach przygotowywania rozporządzenia lokalizacyjnego, zostały przeprowadzone analizy celem realizacji międzynarodowych wymogów i dostosowania ich do polskich warunków oraz aby zapewnić najwyższy poziom bezpieczeństwa. Rozporządzenie w sprawie szczegółowego zakresu oceny terenu przeznaczonego na lokalizację obiektu jądrowego oraz raport na temat wymagań dotyczących lokalizacji obiektów jądrowych był przygotowywany od roku 2009. W miarę postępowania, nie odwołano się na tym terenie do oceny elementów, takich jak aktywne wulkany i tsunami, bo takie zjawiska nie mają miejsca w Polsce (choć w odniesieniu do fal sejsmicznych indukowanych na wodach Morza Bałtyckiego oczekuje się oceny podwyższenia poziomu morza/falowania). Zamiast tego, koncentruje się przede wszystkim na tych elementach terenu, które mają miejsce w kraju, takich jak indukowana aktywność sejsmiczna lub powódzie i ich skutki (włączenie indukowanych zdarzeń sejsmicznych i ich skutki jest to *novum*, które szczególnie podnosi poziom bezpieczeństwa). Możliwe było również wzięcie pod uwagę pierwszych wniosków z awarii EJ Fukushima Dai-ichi, ponieważ w chwili awarii w Fukushima (FA), projekt rozporządzenia był nadal przed jego urzędową procedurą konsultacji i zatwierdzenia przez rząd.

Regulacja w polskim ustawodawstwie tradycyjnie odbywa się głównie na podstawie przepisów, niemniej jednak podejście dowodowe jest także w użyciu. Z powodu stanu faktycznego oraz w celu zachowania zgodności z innymi przepisami (np. Prawo budowlane) rozporządzenie lokalizacyjne wprowadza precyzyjne zakresy

jako podstawę do oceny: miejsca usytuowania - jest to teren wewnątrz granic elektrowni jądrowej; obszar lokalizacji - teren w promieniu 5 km od miejsca usytuowania, i regionu lokalizacji - jako obszaru w promieniu 30 km od miejsca usytuowania. Jednakże zdając sobie sprawę, że warunki mogą się zmieniać z miejsca na miejsce, jak również w celu uniknięcia efektu przekroczenia granicy (ang. *cliff – edge effects*), regulacja stanowi również, że obszar lokalizacji i region lokalizacji muszą być traktowane jako minimalne strefy do rozpatrzenia konkretnych zagadnień, i jeśli jest to konieczne wymagane jest rozszerzenie tego obszaru. Po awarii w EJ Fukushima Dai-ichi projekt został poddany rewizji, ale zmiany nie zostały wprowadzone. Wnioski z tej analizy potwierdziły, że podejście, które zostało wykorzystane w regulacji oceny lokalizacji jest rozwiązaniem zapewniającym wysoki poziom oceny bezpieczeństwa lokalizacji i jest zgodne z międzynarodowymi standardami i najlepszymi praktykami jak również specyficzne dla kraju zarówno w odniesieniu do warunków naturalnych jak i koncepcji legislacyjnej.

2. Temat 2. Zagadnienia projektowe

2.1 Zarys podjętej analizy

W obecnych przepisach nie ma odrębnego zezwolenia na projektowanie obiektów jądrowych, jednak znowelizowana ustawa Prawo atomowe określa podstawowe warunki, które muszą być spełnione przez obiekt jądrowy w celu zapewnienia bezpieczeństwa jądrowego i ochrony radiologicznej oraz bezpiecznej eksploatacji instalacji i urządzeń technicznych w obiekcie jądrowym. Szczegółowe wymogi dotyczące zagadnień projektowych zawarto w rozporządzeniu w sprawie wymagań dla bezpieczeństwa jądrowego i ochrony radiologicznej, jakie ma uwzględniać projekt obiektu jądrowego (Dz.U. 2012 poz 1048 z dnia 20.09.2012 r.) weszło w życie w pierwszych dniach października 2012 r.

⁶ Rozporządzenie Rady Ministrów z dnia 31 sierpnia 2012 r. w sprawie wymagań bezpieczeństwa jądrowego i ochrony radiologicznej, jakie ma uwzględniać projekt obiektu jądrowego (Dz.U. 2012 poz 1048 z dnia 20.09.2012 r.) weszło w życie w pierwszych dniach października 2012 r.

rozporządzenia oparto na obecnych analizach i ostatnio przyjętych wymaganiach międzynarodowych (głównie najnowszych wersjach odpowiednich norm bezpieczeństwa MAEA). Uwzględniono wymagania podstawowe dla reaktorów III generacji, wzięto pod uwagę opracowane przez WENRA⁷ cele bezpieczeństwa dla nowych elektrowni jądrowych (opublikowane w listopadzie 2010 r.). Co więcej, formułowanie określonych wymagań projektowych obejmuje również podstawowe wnioski z awarii japońskiej elektrowni jądrowej Fukushima Dai-ichi, a także z powodzi w amerykańskiej elektrowni jądrowej Fort Calhoun, w szczególności ze względu na zapewnienie:

- odporności obiektu jądrowego na wstrząsy sejsmiczne i na skutek zagrożenia powodziowego;
- niezawodnego systemu zasilania i niezawodności zewnętrznych układów chłodzenia obiektów jądrowych .

2.2 Działalność podjęta przez operatora

Narodowe Centrum Badań Jądrowych (NCBJ)

MARIA została zaprojektowana jako obiekt o wysokim stopniu elastyczności, co umożliwiła wykonywanie różnorodnych zadań, takich jak produkcja radioizotopów, badania fizyczne czy badania materiałowe. Przy mocy cieplnej do 30 MW w centrum rdzenia osiągane są strumienie neutronów termicznych do $3 \cdot 10^{14}$ n/cm²s.

Pierwotny układ chłodzenia składa się z dwóch niezależnych obiegów: obiegu chłodzenia kanałów paliwowych oraz obiegu przeznaczonego do chłodzenia basenu.

Obieg chłodzenia kanałów paliwowych jest zamkniętym obiegiem ciśnieniowym (max.1,7 MPa) zawierającym ok. 20 ton wody. Kanały paliwowe są połączone równolegle z kolektorami ssawnym i tłocznym usytuowanymi w basenie reaktora ponad rdzeniem.

Otwarty basen reaktora, zawierający około 250 ton wody, stanowi część obiegu chłodzenia basenu. Obieg ten służy do odbioru ciepła generowanego w matrycy berylowej i grafitowej, a także pozostałych elementów rdzenia (za wy-

jątkiem paliwa). Ponadto odbiera on ciepło (ok. 500 kW) przekazywane do basenu od gorących, wylotowych części rur obiegu chłodzenia kanałów paliwowych.

Basen przechowawczy, sąsiadujący z basenem reaktora, służy do przechowywania wypalonego paliwa i zawiera 250 ton wody.

Z obu obiegów pierwotnych ciepło jest odbierane przez wspólny obieg wtórny, który z kolei odprowadza ciepło do atmosfery za pomocą wentylatorowej chłodni wieżowej (końcowy odbiornik ciepła z reaktora i basenu przechowawczego wypalonego paliwa).

W związku z awarią w Fukushima Dai-ichi należy również rozważyć system zasilania reaktora MARIA w energię elektryczną. Zewnętrzne zasilanie reaktora stanowią dwie niezależne linie podstawowe 380/220 V (2230 kVA).

Reaktor posiada następujące wewnętrzne systemy zasilania:

- Zasilanie awaryjne 220 V z dwóch generatorów diesla o mocy 250 kW każdy.
- Bezprzerwowe zasilanie 220 V z dwóch baterii akumulatorów o pojemności 1000 Ah każda oraz przetwornic maszynowych.
- Dwie baterie akumulatorów stacyjnych 24 V o pojemności 360 Ah.
- Dwie baterie akumulatorów stacyjnych 48 V o pojemności 200 Ah.

Ponowny przegląd zdolności układów reaktora MARIA do zapobiegania i minimalizowania skutków zdarzeń ekstremalnych doprowadził do pewnych usprawnień systemu zasilania wewnętrznego:

- Wprowadzono dodatkowe środki zabezpieczające przed zalaniem akumulatorni na poziomie -3 m. Obejmują one zabezpieczenie przed infiltracją pomieszczeń akumulatorni wodami roztopowymi i opadowymi, a także wprowadzenie sygnalizacji przecieku wody do akumulatorni.
- Podniesiono (umieszczono wyżej) baterie akumulatorów rozruchowych do silników diesla w celu zminimalizowania ryzyka ich zalania.

W ramach prowadzonej w reaktorze MARIA konwersji z paliwa wysokowzbogaconego na niskowzbogacone zaplanowano wymianę pomp cyrkulacyjnych obiegu pierwotnego chłodzenia kanałów paliwowych. Przy okazji tej wymiany

⁷ Western European Nuclear Regulators' Association.

zaproponowano istotną modyfikację sposobu chłodzenia powyłłączeniowego i awaryjnego. W obecnym systemie funkcje chłodzenia powyłłączeniowego pełnią pompy główne z obrotami zredukowanymi do połowy. Jest to możliwe dzięki zastosowaniu pomp dwubiegowych. Tego typu rozwiązanie, poza oczywistymi zaletami (minimalna liczba pomp, efektywność potwierdzona wieloletnią eksploatacją) posiada szereg wad. Najważniejsza, to zbyt duży wydatek chłodzenia powyłłączeniowego, znacznie przekraczający potrzeby. Nie stanowi to zagrożenia w warunkach normalnego wylączenia reaktora, lecz w przypadku awarii typu LOCA prowadzi do jednoznacznie niekorzystnego efektu przyspieszonej ucieczki chłodziwa z obiegu. Ponadto, zastosowane silniki dwubiegowe są urządzeniami unikalnymi o dużej masie i znacznych wymiarach, a ich naprawy i przeglądy są bardzo kłopotliwe.

Te argumenty zadecydowały o tym, aby funkcje chłodzenia powyłłączeniowego i awaryjnego przydzielić w modernizowanym układzie wydzielonym układom pompowym o parametrach znacznie bardziej odpowiadających rzeczywistym potrzebom chłodzenia reaktora po jego wylączeniu.

2.3 Działalność podjęta przez dozór

Po awarii w EJ Fukushima Dai-ichi podczas inspekcji planowych, przeprowadzanych przez PAA, w reaktorze badawczym MARIA zwrócono szczególną uwagę na kwestie dotyczące utraty zasilania zewnętrznego. Miały miejsce dwa ważne fakty i wnioski:

- Pomieszczenie generatorów diesla znajdu-

je się na poziomie gruntu i nie posiada wodoodpornych drzwi, a wejście znajduje się w najniższym punkcie okolicy. Może to spowodować zalanie baterii rozruchowych dla generatorów diesla podczas intensywnych opadów deszczu. Baterie rozruchowe powinny być umieszczone na poziomie wyższym niż poziom podłogi - niezbędne środki zostały podjęte przez operatora (patrz 2.2);

- Przeprowadzane na miejscu testy w celu weryfikacji Raportu z analiz bezpieczeństwa⁸ pokazały, iż podczas utraty zasilania zewnętrznego baterie mogły zasilac dwie pompy i wentylację przez 3 godziny do chwili włączenia generatorów diesla, a więc dwukrotnie dłużej w stosunku do minimalnego czasu wymaganego dla opisanego wyżej (patrz 1.2.) przypadku całkowitego zaniku zasilania reaktora MARIA – analizowanego w ramach tzw. testu warunków skrajnych (*stress test*).

W przyszłości, w trakcie kolejnych planowanych kontroli, planuje się zwrócić uwagę na inne zagadnienia dotyczące miejscowych zdarzeń zewnętrznych i zagadnienia dotyczące projektowania, typowe dla reaktora badawczego, np. kwestie bezpieczeństwa przy wietrznej pogodzie i opadach śniegu.

Notka o autorze

dr Krzysztof Pytel – absolwent Wydziału Fizyki Uniwersytetu Warszawskiego, pracownik Narodowego Centrum Badań Jądrowych w Otwocku-Świerku; ekspert w składzie delegacji polskiej na 2. Nadzwyczajne Spotkanie Konwencji Bezpieczeństwa Jądrowego

⁸ Eksploatacyjny raport bezpieczeństwa reaktora MARIA

RAPORT GRUPY ROBOCZEJ DS. OCHRONY FIZYCZNEJ ELEKTROWNI JĄDROWYCH

Andrzej Pawlak

Państwowa Agencja Atomistyki

24 maja 2012 roku odbyło się w Brukseli ostatnie posiedzenie Grupy Roboczej ds. Ochrony Fizycznej (*Ad Hoc Group on Nuclear Security*, AHGNS) podczas duńskiej prezydencji w Unii Europejskiej (UE). Poniżej omówione zostały wybrane rozdziały końcowego raportu przygotowanego przez AHGNS.

UTWORZENIE AHGNS

AHGNS została utworzona na podstawie decyzji Komitetu Stałych Przedstawicieli Państw Członkowskich UE (COREPER) w lipcu 2011 roku. Zgodnie z mandatem (dokument 13111/11 + ADD 1 RESTREINT UE) Grupa zajmowała się ochroną fizyczną w elektrowniach jądrowych na terenie Unii Europejskiej w odniesieniu do przypadków kradzieży, sabotażu, nieupoważnionego dostępu i nieupoważnionego transferu materiałów jądrowych lub też innych szkodliwych działań. AHGNS skupiała się w swej pracy wyłącznie na metodach oceniania, podejmowaniu środków zapobiegawczych i ochranianiu elektrowni jądrowych, bez odnoszenia się do konkretnych obiektów. Zasadniczym celem AHGNS była identyfikacja dobrych praktyk w dziedzinie ochrony fizycznej oraz rozważenie sposobów poprawy ogólnych zasad ochrony fizycznej biorąc za punkt wyjścia zalecenia Międzynarodowej Agencji Energii Atomowej (MAEA).

PROGRAM PRACY

W czasie polskiej prezydencji w okresie lipiec – grudzień 2011 roku Grupa spotkała się 5 razy. Praca Grupy w tym czasie, to zebranie i obróbka informacji oraz przygotowanie raportu przejściowego na grudniowe posiedzenie Rady Europy. Odpowiedzi uzyskane od państw członkowskich na kwestionariusz opracowany przez polską prezydencję posłużyły do zdefiniowania 32 dobrych praktyk w następujących grupach tematycznych:

- Krajowe ramy prawne i regulacyjne;
- Krajowe ramy prawne ochrony fizycznej;
- Podstawowe zagrożenia projektowe;
- Kultura ochrony fizycznej;
- Planowanie awaryjne.

Wszystkie 32 dobre praktyki zostały także umieszczone w końcowym raporcie Grupy.

W okresie styczeń – czerwiec 2012 roku Grupa spotkała się 6 razy. Wybrane zostały następujące zagadnienia do bardziej szczegółowej analizy:

- Bezpieczeństwo teleinformatyczne (*Computer Security/Cyber Security*);
- Misje IPPAS (*International Physical Protection Advisory Service*) przeprowadzane przez MAEA;
- Umyślne katastrofy statków powietrznych;
- Planowanie awaryjne: współdziałanie (synergia) i spójność między bezpieczeństwem i ochroną fizyczną;
- Ćwiczenia i szkolenie.

Chorwacja, jako państwo wstępujące do UE, dołączyła do AHGNS w styczniu ze statusem obserwatora. Przewodniczący *European Nuclear Security Regulators Association* (ENSRA) został również zaproszony do uczestniczenia w spotkaniach AHGNS jako obserwator.

MIĘDZYNARODOWY KONTEKST OCHRONY FIZYCZNEJ

Co to jest ochrona fizyczna?

W niektórych językach istnieje tylko jedno słowo „bezpieczeństwo” dla określenia „safety” i „security” - zapobieganie niebezpieczeństwu oraz szkodliwym działaniom. Dlatego też wprowadzony został termin „ochrona fizyczna” w odniesieniu do „nuclear security”. W raporcie przygotowanym przez AHGNS *nuclear security*/ochrona fizyczna oznacza „zapobieganie,

wykrywanie i reagowanie na kradzież, sabotaż, nieupoważniony dostęp lub inne szkodliwe działania dotyczące materiałów jądrowych lub innych substancji promieniotwórczych i związanych z nimi obiektów”.

Rys historyczny

Na początku lat 1970. MAEA stała się miejscem dyskusji i wymiany poglądów między ekspertami wielu krajów na temat ochrony fizycznej materiałów jądrowych. Rezultatem tego procesu było wydanie w 1972 r. dokumentu „*Physical Protection of Nuclear Material*”. Kolejne rewizje dokumentu publikowane były jako INFCIRC 225 i miały charakter zaleceń. Zalecenia te poprzedziły opracowanie pod auspicjami MAEA Konwencji o Ochronie Fizycznej Materiałów Jądrowych. Konwencja weszła w życie 8 lutego 1987 r. Państwa ratyfikujące Konwencję zobowiązały się do opracowania i wprowadzenia w życie podstaw prawnych w dziedzinie ochrony fizycznej. Konwencja w szczególności dotyczyła międzynarodowego transportu materiałów jądrowych.

W wyniku rozpoczętego pod koniec lat 1990. procesu rewizji Konwencji przygotowana została Poprawka do Konwencji, która została podpisana w lipcu 2005 r. Wszystkie Państwa Członkowskie UE oraz Europejska Wspólnota Energii Atomowej są stronami Konwencji. Poprawka dotyczy przede wszystkim krajowego wykorzystania materiałów jądrowych, składowania i transportu oraz ochrony fizycznej materiałów i obiektów przed kradzieżą i sabotażem. Ratyfikując poprawkę Państwo bierze na siebie zobowiązanie do zapewnienia ochrony fizycznej materiałów jądrowych w czasie składowania, wykorzystywania i transportu, a także zapewnienia ochrony fizycznej swoich obiektów jądrowych.

Podobne cele przyświecały Radzie Bezpieczeństwa ONZ kiedy przyjmowane były specjalne rezolucje mające przeciwdziałać terroryzmowi jądrowemu:

- Po 9 września 2001 przyjęta została Rezolucja 1373 nakładająca na państwa członkowskie ONZ obowiązek podjęcia środków przeciw terroryzmowi oraz kontroli swoich granic;
- W kwietniu 2004 r. przyjęta została jedno-myślnie Rezolucja 1540 dotycząca broni

masowego rażenia. Rezolucja stwierdza, że Państwa powinny się powstrzymać od wspierania wszelkich organizacji zamierzających nabyć, stosować lub transferować broń jądrową, chemiczną lub biologiczną. Jest ona dokumentem prawnie obowiązującym i wymaga od Państw „odpowiedniej efektywnej ochrony fizycznej”.

- We wrześniu 2005 r. przyjęta została przez Zgromadzenie Ogólne Narodów Zjednoczonych Międzynarodowa Konwencja w sprawie zwalczania aktów terroryzmu jądrowego. Konwencja nakłada obowiązek penalizacji określonych w niej przestępstw oraz wprowadzenia kar dla osób, które je popełniają. Konwencja nakłada również obowiązek zastosowania środków ochrony fizycznej materiałów jądrowych, zgodnych z zaleceniami MAEA zawartymi w INFCIRC 225.

Centralna rola MAEA

Częścią działań MAEA w zakresie ochrony fizycznej było zatwierdzenie przez Radę Gubernatorów serii *Nuclear Security Plans*, które tworzą Agencyjny program ochrony fizycznej. Jednym z wyróżników *Nuclear Security Plans* jest stworzenie i rozwijanie dokumentów wchodzących w skład *Nuclear Security Series*. Serię tę tworzą 3 rodzaje publikacji: podstawy/*Fundamentals*, zalecenia/*Recommendations* i wytyczne/*Guides*.

Szkolenia MAEA i usługi doradcze

Jednym z celów MAEA jest także zwiększanie zdolności państw członkowskich do oceny wrażliwości swoich obiektów jądrowych na różnego rodzaju szkodliwe działania.

MAEA oferuje przegląd krajowego systemu ochrony fizycznej poprzez *International Physical Protection Advisory Service* (IPPAS). Doradztwo w tej dziedzinie nie tylko pomaga zwiększyć skuteczność systemu ochrony fizycznej, ale także identyfikuje w nim dobre praktyki.

Innym przeglądem oferowanym przez MAEA jest *Integrated Regulatory Review Services* (IRRS). Jeżeli włączony zostanie do niego moduł ochrony fizycznej, wówczas komplek-

sowej ocenie poddany zostaje dozorowy aspekt ochrony fizycznej w danym kraju.

Europejskie Stowarzyszenie Dozorów ds. Ochrony Fizycznej (*European Nuclear Security Regulators Association, ENSRA*)

W drugiej połowie lat 1990. zaczęła spotykać się nieformalna grupa przedstawicieli organizacji dozorowych krajów europejskich w celu wymiany poglądów i doświadczeń odnośnie ochrony fizycznej. W związku z wzrastającym znaczeniem ochrony fizycznej materiałów i obiektów jądrowych grupa, biorąc za wzór *Western European Nuclear Regulators Association* (WENRA), przekształciła się w 2004 r. w stowarzyszenie pod nazwą ENSRA.

Zasadnicze cele ENSRA to:

- Ułatwienie wymiany poufnych informacji dotyczących ochrony fizycznej;
- Stanowienie dla MAEA i innych oficjalnych organizacji źródła doradztwa eksperckiego;
- Rozważanie podstawowych zasad ochrony fizycznej;
- Promocja jednolitego podejścia do spraw ochrony fizycznej w Europie;
- Rozwój zawodowych kompetencji w dziedzinie ochrony fizycznej.

Aktualnie członkami ENSRA są przedstawiciele dozorów jądrowych 14 państw europejskich.

DOBRE PRAKTYKI DLA EJ

Polska prezydencja przygotowała kwestionariusz w celu uzyskania od państw członkowskich informacji o stanie ochrony fizycznej w poszczególnych Państwach. Analiza odpowiedzi pokazała, że reżim ochrony fizycznej w państwach członkowskich UE oparty jest na Konwencji o Ochronie Fizycznej Materiałów Jądrowych i poprawce do tej Konwencji oraz na zaleceniach MAEA. Bez uszczerbku dla pełnego tekstu 32 dobrych praktyk, ich podstawowe elementy są streszczone poniżej:

1. Definiując strukturę prawną i dozorową dla ochrony fizycznej zgodnie z wymaganiami Konwencji o Ochronie Fizycznej Materiałów Jądrowych i jej poprawkach zapewniono odpowiednie relacje z innymi strukturami prawnymi i dozorowymi, takimi jak: ochrona przed promieniowaniem, bez-

pieczeństwo, transport materiałów niebezpiecznych, zabezpieczenia, nieproliferaacja.

2. Państwa definiują i oceniają zagrożenie dla EJ poprzez podstawowe zagrożenia projektowe (*Design Basis Threats, DBT*) lub poprzez ocenę zagrożenia. Eksperti z różnych instytucji kompetentni w sprawach wywiadu, egzekwowania prawa i ochrony fizycznej współpracują z sobą ściśle oraz biorą udział w procesie oceny zagrożeń. Dokonywany jest regularnie formalny przegląd oceny zagrożenia, a także kiedy jest to konieczne – DBT są aktualizowane.
3. Reżim ochrony fizycznej jest regularnie oceniany w celu weryfikacji jego efektywności i zgodności z postępującymi wymaganiami międzynarodowymi, wnioskami wynikającymi z istotnych wydarzeń, a także na skutek zmian DBT lub oceny zagrożenia.
4. Wprowadzane są odpowiednie mechanizmy wymiany informacji między różnymi jednostkami zaangażowanymi w ochronę fizyczną dla zagwarantowania poufności, spójności i dostępności informacji. W celu zapewnienia właściwej ochrony informacji wrażliwych stosowane są krajowe systemy klasyfikowania informacji.
5. Sprawą zasadniczej wagi jest to, aby wymagania dotyczące ochrony fizycznej były brane pod uwagę już na etapie projektowania dowolnej EJ. Podobnie, środki ochrony fizycznej powinny być wprowadzane już na etapie budowy EJ, a ich testy powinny być zakończone przed wprowadzeniem materiału jądrowego do obiektu. Może również być konieczne wzięcie pod uwagę tego, że zagrożenia mogą się zmieniać w trakcie realizacji projektu, tj. od projektowania do eksploatacji.
6. Za przygotowanie i skuteczność systemu ochrony fizycznej odpowiedzialny jest operator obiektu, a za jego ocenę Państwo. Wiedza specjalistyczna, kompetencje techniczne wraz z możliwością testowania składników systemu ochrony fizycznej EJ, są niezbędne dla przeprowadzenia takiej oceny.
7. Operator EJ wprowadza takie środki, które zapewniają skuteczność systemu ochrony fizycznej oraz spełniają wymagania nałożone przez dozór, raportuje błędy i wprowadza

działania naprawcze. Z tego względu regularne remonty, testy weryfikacyjne i ćwiczenia oraz przegląd istniejących systemów ochrony fizycznej, z powodu ewolucji DBT lub oceny zagrożenia, są sprawami kluczowymi i są przeprowadzane zgodnie z zatwierdzonymi procedurami i planami. Regularne kontrole są przeprowadzane przez dozory.

8. Mimo, że do operatora należy zasadnicza odpowiedzialność za wprowadzenie ochrony fizycznej na terenie EJ, to jednak operator i państwo współpracują w sprawach dotyczących zapobiegania, detekcji, środków wywiadowczych oraz reagowania w sytuacjach zagrożenia w obrębie lub wykraczających poza DBT, kiedy dodatkowe siły reagowania mogą być niezbędne w celu uzupełnienia sił i środków operatora.
9. Sprawdzanie osób dla oceny ich wiarygodności w celu określenia obszarów EJ i kategorii materiałów jądrowych oraz rodzaju informacji, do których mogą one mieć dostęp, wydaje się być skutecznym środkiem redukcji wewnętrznego zagrożenia. Specjalną uwagę przywiązuje się do personelu zatrudnianego na krótkie okresy czasu. W takich sytuacjach operator może polegać na instytucjach państwowych w celu uzyskania informacji sprawdzających.
10. Kultura ochrony fizycznej jest zasadniczym składnikiem ochrony fizycznej elektrowni jądrowych. Kultura ochrony fizycznej jest promowana na wszystkich poziomach zarówno przez operatora jak i państwo. Kilka państw w swoich podstawach prawnych i dozorowych umieściło wymagania dotyczące kultury ochrony fizycznej. Cały personel zatrudniony przy projektowaniu i eksploatacji EJ łącznie z kierownictwem najwyższego szczebla musi być świadomy swojej odpowiedzialności w zakresie ochrony fizycznej obiektu.

WYBRANE ZAGADNIENIA SZCZEGÓŁOWO ROZPATRYWANE PRZEZ AHGNS

W czasie trwania duńskiej prezydencji AHGNS wybrała 5 zagadnień do dalszej dyskusji.

Zostały one wybrane z uwzględnieniem wniosków raportu przejściowego przygotowanego w czasie polskiej prezydencji oraz mandatu AHGNS.

Bezpieczeństwo teleinformatyczne (Computer Security/Cyber Security)

AHGNS sformułowała szereg wniosków w odniesieniu do systemów Technologii informacji i komunikacji (*Information and Communication Technology*, ICT) oraz systemów Pomiaru i kontroli (*Instrumentation and Control*, IC), które powinny być rozważone przez dozory ze względu na ich znaczenie dla bezpieczeństwa lub ochrony fizycznej EJ:

- Dyrekcja EJ jest odpowiedzialna za opracowanie i wdrożenie polityki bezpieczeństwa informacji oraz systemu bezpiecznego zarządzania.
- Awaria pojedynczego systemu będącego częścią systemów IC/ICT nie może mieć wpływu na całkowite bezpieczeństwo i ochronę fizyczną obiektu.
- Systemy komputerowe mające związek z bezpieczeństwem lub ochroną fizyczną EJ muszą być fizycznie odseparowane od jakiegokolwiek innej sieci komputerowej.
- W świetle wzrastającego zagrożenia systemów informatycznych pożądanym jest dokonanie przeglądu systemów IC/ICT EJ pod kątem ich bezpieczeństwa. W tym celu należy wykorzystywać w szczególności wytyczne MAEA. Korzystnym będzie także włączenie tego zagadnienia do misji IPPAS.
- Wszystkie rodzaje działań wymagające dostępu do systemów komputerowych w związku z eksploatacją lub remontem muszą być w najwyższym stopniu poddane kontroli i przeprowadzane przez personel poddany uprzednio wnikliwej procedurze dopuszczenia do tego rodzaju prac.
- Zaleca się okresowe przeglądy oraz testy podatności na wtargnięcia do systemów przeprowadzane na rzeczywistych instalacjach lub też na symulatorach.
- Należy zapewnić właściwe szkolenie personelu uwzględniające także okresowe kursy uzupełniające.
- Zalecane jest rozważenie wzmocnienia sys-

temów komputerowych wszystkich systemów EJ.

- Ochrona informacji winna być przedmiotem zainteresowania na wszystkich etapach życia EJ.

Międzynarodowy serwis doradczy w zakresie ochrony fizycznej (IAEA's International Physical Protection Advisory Service Missions, IPPAS)

AHGNS uznała, że reżim ochrony fizycznej w państwach członkowskich UE wymaga regularnych przeglądów. Właściwym narzędziem takiego przeglądu w skali międzynarodowej w odniesieniu do różnych obiektów jądrowych są misje IPPAS:

- Misje IPPAS powinny stać się normą w procesie oceny ochrony fizycznej w państwach członkowskich UE z istniejącym już lub planowanym jądrowym programem energetycznym.
- Zachęca się państwa członkowskie UE posiadające elektrownie jądrowe i które dotąd nie zaprosiły misji IPPAS do ich zaproszenia.
- Misje IPPAS powinny być przeprowadzane regularnie we wszystkich państwach członkowskich UE posiadających elektrownie jądrowe. AHGNS proponuje aby odstęp czasu między kolejnymi misjami wynosił około 10 lat.
- Po każdej misji powinna nastąpić misja sprawdzająca. Odstęp czasu między tymi misjami może być różny dla różnych państw członkowskich. Zakłada się jednak, że nie więcej niż 3 lata powinno stać się normą.
- Zagadnienie ochrony przed zagrożeniami teleinformatycznymi powinno być uwzględnione w zakresie tematycznym misji tak jak to miało miejsce w przypadku niektórych ostatnich misji.
- Najlepsze praktyki identyfikowane w czasie różnych misji powinny być promowane przez MAEA na arenie międzynarodowej.
- Od decyzji państwa członkowskiego zależą czy wnioski z misji IPPAS zostaną upublicznione.

Zamierzony wypadek lotniczy

Przypadkowy wypadek lotniczy był rozważa-

ny na etapie projektowania niektórych elektrowni jądrowych Państw Członkowskich UE. Takie wypadki uważa się za możliwe. Wprowadzono szereg środków bezpieczeństwa w celu radzenia sobie z konsekwencjami takich wypadków.

Po ataku terrorystycznym na World Trade Center 11 września 2001 r. zamierzony wypadek lotniczy, szczególnie przy użyciu komercyjnych samolotów, stał się przedmiotem szerokiego zainteresowania. Biorąc pod uwagę okoliczności i konsekwencje takiego ataku, w kontekście ochrony fizycznej, specjalne środki zapobiegające zamierzonemu wypadkowi lotniczemu nabrały szczególnego znaczenia.

AHGNS uważa następujący zestaw dobrych praktyk jako przydatny dla państw członkowskich eksploatujących elektrownie jądrowe:

- Organy dozoru powinny posiadać solidną wiedzę i zrozumienie możliwych konsekwencji zamierzonego wypadku lotniczego stanowiących podstawę dla możliwych środków zaradczych.
- Środki i procedury dla wczesnego ostrzeżenia i powiadamiania EJ w przypadku identyfikacji samolotu określanego kryptonimem RENEGADE potencjalnie zagrażającego bezpieczeństwu EJ powinny być rozważane na poziomie krajowym (termin RENEGADE stosowany jest dla określenia samolotu, który może być wykorzystany do spowodowania wypadku lotniczego).
- Operatorzy powinni uzupełnić istniejące plany awaryjne tak, aby uwzględniały one przypadkowy lub zamierzony wypadek lotniczy. Winny być rozważone zróżnicowane stany pogotowia i sygnały alarmowania.
- Organy dozoru, na podstawie oceny zagrożenia, powinny dostarczyć odpowiednie informacje operatorom EJ, tak szybko jak to możliwe.
- Operatorzy, wraz z właściwymi organami, powinni przeprowadzać regularne ćwiczenia procedur, środków powiadamiania i ostrzegania.

Jądrowe planowanie awaryjne: synergia i spójność między bezpieczeństwem i ochroną fizyczną

Jednym z możliwych skutków zdarzenia

oddziaływującego na ochronę fizyczną EJ może być powstanie problemu dotyczącego bezpieczeństwa jądowego. Z drugiej strony, stan zagrożenia wywołany zdarzeniem zagrażającym bezpieczeństwu jądowemu może prowadzić do problemów w zakresie ochrony fizycznej.

Podobnie jak zdarzenia zagrażające bezpieczeństwu jądowemu i ochronie fizycznej mogą na siebie oddziaływać, tak między opracowywanymi dla EJ planami awaryjnymi (*emergency plans*) oraz planami na wypadek zdarzeń zagrażającymi ochronie fizycznej (*contingency plans*) powinna istnieć synergia, a także muszą one być spójne.

Takie relacje między planami mogą zmniejszyć konsekwencje dla ludności i środowiska incydentów lub wypadków jądowych niezależnie od zdarzenia inicjującego. Uzyskuje się to poprzez minimalizację możliwych konfliktów między planowanymi działaniami, wymianę informacji oraz lepsze wykorzystanie przydzielonych środków. Są to zasady sformułowane w poprawce do Konwencji o Ochronie Fizycznej Materiałów Jądowych i w INFCIRC/225 rev. 5.

AHGNS sformułowała zestaw wniosków do rozważenia przez dozory:

- Należy zapewnić, aby nawet w sytuacji nadzwyczajnej ochrona fizyczna obiektu była na właściwym poziomie.
- Mając na uwadze międzynarodowe zobowiązania i zalecenia, powinny być opracowane i wdrożone obiektowe i krajowe plany postępowania na wypadek zdarzeń zagrażających ochronie fizycznej. Plany postępowania na wypadek zdarzeń zagrażających ochronie fizycznej oraz plany awaryjne przygotowane w celu uniknięcia lub minimalizowania konsekwencji incydentów lub wypadków jądowych dla ludności i środowiska muszą się nawzajem uzupełniać i być ze sobą spójne.
- Władze odpowiedzialne za planowanie awaryjne na wypadek zdarzeń zagrażających ochronie fizycznej EJ muszą współdziałać z władzami odpowiedzialnymi za bezpieczeństwo jądowe i reagowanie w sytuacjach nadzwyczajnych, w celu zapewnienia spójności w działaniu.
- Plany postępowania na wypadek zdarzeń zagrażających ochronie fizycznej muszą być sprawdzane w ćwiczeniach zawierających

scenariusze obejmujące zarówno bezpieczeństwo jądowe jak i ochronę fizyczną.

Ćwiczenia i szkolenie

Operator EJ powinien jasno określić politykę ćwiczeń w zakresie ochrony fizycznej oraz szkoleń zawodowych spełniających wymagania ustalone przez dozór jądowy. Ich wdrożenie powinno być obowiązkowe dla operatora.

Ćwiczenia muszą być przeprowadzane zarówno przy stole jak i na terenie lokalizacji EJ przy scenariuszach zawierających elementy zarówno bezpieczeństwa jądowego jak i ochrony fizycznej z uwzględnieniem Podstawowych Zagrożeń Projektowych. W trakcie tych ćwiczeń istotne jest sprawdzenie rzeczywistego czasu reakcji uczestników ćwiczeń. Specjalną uwagę należy poświęcić sprawie komunikacji między biorącymi udział w ćwiczeniach oraz komunikowaniu się z ludnością.

W odniesieniu do ochrony fizycznej należy rozważać trzy kategorie ćwiczeń:

Ćwiczenia **Kategorii 1** przeprowadzane na poziomie operatora, z uwzględnieniem tylko wewnętrznych sił ochrony. Ten rodzaj ćwiczeń ma na celu sprawdzenie procedur reagowania w sytuacji zagrożeń, zarówno zewnętrznych jak i wewnętrznych, włączając zagrożenie od materiałów wybuchowych.

Kategoria 2 ćwiczeń zakłada zaangażowanie lokalnej policji. Te ćwiczenia kładą nacisk na sprawdzenie procedur reagowania lokalnych jednostek policji, reagowania w przypadku bezprawnych wtargnięć na teren obiektu, a także procedur porozumiewania się między obiektowymi i zewnętrznymi uczestnikami ćwiczeń.

Ćwiczenia **Kategorii 3** odbywają się na poziomie krajowym i biorą w nich udział wszystkie organizacje zainteresowane ochroną fizyczną. Celem tych ćwiczeń jest ocena organizacji i implementacji planów ochrony fizycznej jako całości, ocena współdziałania między kompetentnymi władzami i operatorami, ocena komunikacji ze społeczeństwem i mediami.

Niezbędne jest ustalenie częstotliwości ćwiczeń dla poszczególnych ich kategorii.

W konkluzji tej części raportu stwierdzono, że należy wziąć pod uwagę specjalne uwarunkowania państwa członkowskiego, w którym EJ

istnieje. Na przykład, w niektórych Państwach za ochronę fizyczną odpowiedzialne są specjalne jednostki policji, podczas gdy w innych Państwach jednocześnie szereg różnych władz jest zaangażowanych w ochronę fizyczną.

Ważnym jest aby zawsze były brane pod uwagę następujące kwestie:

- Ustawodawstwo i wymagania ustalone przez kompetentne władze dotyczące organizacji ochrony fizycznej i zaangażowanego w ochronę personelu;
- Odpowiedzialność, zadania i kompetencje wszystkich zainteresowanych powinny być jasno określone;
- Szkolenia podstawowe i zaawansowane personelu ochrony fizycznej wraz z połączonymi szkoleniami z władzami krajowymi;
- Specjalne uwarunkowania Państwa, na terenie którego zlokalizowana jest EJ wraz z dostępnymi środkami poszczególnych władz, czasem ich reakcji i możliwościami;
- Scenariusze uwzględniające jednocześnie sprawy bezpieczeństwa i ochrony fizycznej;
- Uwzględnianie wniosków wpływających ze szkoleń i ćwiczeń w projektowaniu następnych tego typu imprez;
- Śledzenie wydarzeń i trendów w zakresie ochrony fizycznej i wyciąganie z nich wniosków.

WNIOSKI I ZALECENIA

Zasadnicze wnioski

W uzupełnieniu wniosków wynikających z analizy 5 wybranych zagadnień AHGNS sformułowała w raporcie dodatkowo szereg zasadniczych wniosków. Wnioski te skierowane są do wszystkich jednostek zaangażowanych w ochronę fizyczną i przy właściwym ich potraktowaniu przyczynią się do podniesienia ochrony fizycznej na wyższy poziom we wszystkich państwach członkowskich UE.

1. Konwencja o Ochronie Fizycznej Materiałów Jądrowych uzupełniona w 2005 r. jest najważniejszym wielostronnym dokumentem zajmującym się ochroną fizyczną. W chwili obecnej tylko kilka państw członkowskich UE nie zakończyło wewnętrznych procedur,

które umożliwiłyby ratyfikację, akceptację lub zatwierdzenie Poprawki.

2. MAEA spełnia istotną i centralną rolę w strukturze międzynarodowej ochrony fizycznej. Dokument MAEA „Ochrona fizyczna materiałów jądrowych i obiektów jądrowych” (INCIRC/225/Rev.5) i związane z nim dokumenty z *Nuclear Security Series* mają szczególne znaczenie dla realizacji krajowych reżimów ochrony fizycznej w państwach członkowskich.
3. Agencyjne misje IPPAS mają szczególne znaczenie dla zewnętrznej oceny reżimów ochrony fizycznej państw członkowskich i są traktowane jako punkty odniesienia dla oceny ochrony fizycznej w państwach członkowskich UE z rozwiniętym lub planowanym jądrowym programem energetycznym.
4. Środki ochrony fizycznej i bezpieczeństwa jądrowego powinny być projektowane, wprowadzane i realizowane w EJ, tak, aby były spójne i współdziałały z sobą.
5. Jest ważne, aby wprowadzane były zasady kultury w ochronie fizycznej. Wszystkie jednostki zaangażowane na poziomie krajowym w ochronę fizyczną, zarówno prywatne jak i publiczne, powinny zobowiązać się do przestrzegania zasad i podwyższania poziomu kultury ochrony fizycznej, a także właściwego współdziałania i komunikowania się. Właściwe szkolenia i ćwiczenia mogą przyczynić się do rozwoju kultury w ochronie fizycznej.
6. Jeśli chodzi o zagrożenia teleinformatyczne (*cyber threats*) oraz kluczowe znaczenie systemów IC/ICT (*Instrumentation and Control / Information and Communication Technology*) w dowolnej EJ, bezpieczeństwo teleinformatyczne musi być traktowane z największą uwagą.
7. Dozór powinien być świadom potencjalnych konsekwencji zamierzonego uderzenia samolotu w EJ. Środki i procedury dla ostrzeżenia i powiadamiania EJ we właściwym czasie w przypadku identyfikacji samolotu potencjalnie zagrażającego EJ powinny być rozważane na poziomie krajowym.
8. Kilka krajów graniczących z UE posiadających lub planujących budowę EJ wykazało

zainteresowanie pracami AHGNS. Kraje te zainteresowane są wymianą poglądów i współpracą z państwami członkowskimi w zakresie ochrony fizycznej.

9. Uznaje się, że wymiana informacji na temat pewnych aspektów ochrony fizycznej wymaga ustalenia zasad ochrony informacji w przypadku wymiany informacji poufnych.

Zalecenia

Mimo, że za ochronę fizyczną EJ odpowiedzialne są poszczególne kraje, AHGNS, biorąc pod uwagę zasadnicze wnioski, sformułowała następujące zalecenia:

1. Zachęca się wszystkie państwa członkowskie UE, które jeszcze tego nie zrobiły, do zakończenia, tak szybko jak to jest możliwe, wewnętrznych procedur umożliwiających ratyfikację, akceptację lub zatwierdzenie Poprawki z 2005 r. do Konwencji o Ochronie Fizycznej Materiałów Jądrowych. Będzie to dobrym przykładem dla Państw sąsiednich i uczyni bliższą datę wejścia Poprawki w życie.
2. Zaleca się wykorzystywanie usług MAEA oraz stosowanie publikacji MAEA z *Nuclear Security Series* w działaniach państw członkowskich.
3. Należy położyć szczególny nacisk na regularne wykorzystywanie Agencyjnych misji IPPAS we wszystkich państwach członkowskich posiadających EJ. Kwestie bezpieczeństwa związane z zagrożeniami informatycznymi powinny być uwzględniane w programach misji. Państwa członkowskie UE goszczące misję IPPAS zachęcają inne kraje do podobnych działań.
4. Biorąc pod uwagę wymagania dotyczące zachowania tajemnicy, zaleca się aby MAEA dzieliła się na forum międzynaro-

dowym najlepszymi praktykami wykrywanymi w trakcie różnych misji IPPAS. Wprowadzanie w życie takich praktyk powinno być promowane.

5. Zaleca się regularną współpracę państw członkowskich UE, a także między nimi i państwami sąsiadującymi z UE. Transgraniczny charakter incydentów jądrowych jest silną motywacją dla ścisłej współpracy i wymiany informacji między państwami.
6. Zaleca się kontynuowanie prac dotyczących ochrony fizycznej w państwach członkowskich UE, także w zgodzie z *Action RN. 19 EU CBRN Action Plan (Council Conclusion on strengthening Chemical, Biological, Radiological and Nuclear (CBRN) security in the European Union)*. (Action RN. 19 mówi o tym, że państwa członkowskie wraz z Komisją powinny ułatwiać dyskusje między dozorami, specjalistami od ochrony fizycznej oraz ekspertami z państw członkowskich UE oraz z MAEA w celu omawiania postępów w sprawie wprowadzenia poprawionej Konwencji, a także identyfikacji i wymiany dobrych praktyk w zakresie ochrony fizycznej). AHGNS jest przekonana, że współpraca między państwami członkowskimi UE powinna być kontynuowana przy wykorzystaniu istniejących już grup na poziomie UE. Uważa się, że ENSRA byłaby właściwym ciałem do wymiany poglądów i wzmocnienia ochrony fizycznej. AHGNS wzywa Stowarzyszenie do przyjęcia w swoje szeregi przedstawicieli dozorów wszystkich państw członkowskich UE krajów sąsiadujących.

Notka o autorze:

Andrzej Pawlak – naczelnik Wydziału Nieproliferaacji w Departamencie Bezpieczeństwa Jądrowego Państwowej Agencji Atomistyki, ekspert PAA w AHGNS.

- ◆ WYDARZENIA
- ◆ WSPÓŁPRACA Z ZAGRANICĄ
- ◆ PUBLIKACJE PRASOWE

Zobacz także: www.paa.gov.pl

Warsztaty BEPU zorganizowane przez PAA w dniach 8-12 października 2012 r. w Warszawie

Wydarzenia

W dniach 8-12 października 2012 r. odbyły się w Warszawie warsztaty zorganizowane wspólnie przez Międzynarodową Agencję Energii Atomowej i Państwową Agencję Atomistyki pt. „Zaawansowane metody oceny bezpieczeństwa w tym ewaluacja najlepszego szacowania i niepewności (BEPU), kody CFD, kody zintegrowane i sprzężone”.

Warsztaty odbyły się w ramach programu MAEA nr RER/9/126 dotyczącego „Wzmacniania zdolności oceny bezpieczeństwa, synergia między analizami probabilistycznymi a deter-

ministycznymi” i prowadzone były przez znanych ekspertów: tj. prof. F. D’Aurię z Uniwersytetu w Pizie, F. Pelayo z CSN (hiszpański dozór jądrowy) i T. Bajsa z firmy ENCONET. W spotkaniu uczestniczyli specjaliści i eksperci z zagranicy oraz zaproszeni specjaliści z Państwowej Agencji Atomistyki, Narodowego Centrum Badań Jądrowych, Instytutu Techniki Ciepłej Politechniki Warszawskiej, Instytutu Techniki Ciepłej Politechniki Śląskiej i Polskiej Grupy Energetycznej. Polskich uczestników było łącznie 27. Z ramienia PAA współorganizowaniem warsztatów zajmowali się: Ernest Staroń – naczelnik Wydziału Analiz Obiektów Jądrowych w Departamencie Bezpieczeństwa Jądrowego PAA oraz Beata Lewandowska z Gabinetu Prezesa.

Warsztaty podzielone były na część wykładową prowadzoną przez zaproszonych ekspertów oraz na część informacyjną, w ramach której swoje prezentacje wygłaszali specjaliści z zagranicy oraz specjaliści z PGE i NCBJ.



Fot. 1. Uczestnicy warsztatów podczas wykładu



Fot. 2. Fernando Pelayo z dozoru jądrowego Hiszpanii-CSN (z lewej), Tonislav Bajcs dyrektor firmy ENCONTET z Chorwacji (z prawej)

Tematyka wykładów obejmowała następujące zagadnienia: „Pojęcie niepewności i niepewność w podejściu BEPU”, „Podejście BEPU”, „Konserwatywna analiza deterministyczna”, „Narzędzia obliczeniowe dla analizy deterministycznej”, „Szacowanie marginesów bezpieczeństwa”, „Zarządzanie awariami ciężkimi w elektrowniach jądrowych”, „Metoda BEPU a podejście regulatora”, „Łączenie kodów 3D kinetyki neutronowej i systemowych ciepłoprzepływowych”, „Weryfikacja i walidacja narzędzi deterministycznej analizy bezpieczeństwa”, „Zastosowanie narzędzi deterministycznej analizy bezpieczeństwa: marginesów bezpieczeństwa, licencjonowania, raportów bezpieczeństwa, modyfikacji i zdarzeń operacyjnych”, „Zastosowanie deterministycznej analizy bezpieczeństwa do tworzenia procedur awaryjnych”, „Rola CFD w procesie projektowania i w zastosowaniach do analiz bezpieczeństwa” oraz „Wnioski z analiz bezpieczeństwa tzw. nowych reaktorów”.



Fot. 3. Anushavan Aleksanyan (z lewej) i Tsolak Malakyan (z prawej) z Dozoru Jądrowego Armenii (ANDRA)

Spotkanie było bardzo przydatne merytorycznie dla wszystkich uczestników, a w związku z

tym, że odbyło się w Warszawie umożliwiło uczestniczenie w nim wielu osób z Polski. Dla wielu z nich była to okazja do wysłuchania wykładów adresowanych do specjalistów zajmujących się bezpieczeństwem elektrowni jądrowych.

Najnowsze informacje o energetyce jądrowej Finlandii w Warszawie

Wydarzenia

Fińskie doświadczenia w dziedzinie energetyki jądrowej, postępowania z wypalonym paliwem oraz gospodarka odpadami jądrowymi były głównymi tematami polsko-fińskiego seminarium, które odbyło się 12 września 2012 r. w siedzibie Ministerstwa Gospodarki. Spotkanie zostało zorganizowane wspólnie przez Departament Energii Jądrowej MG oraz Departament Energii Ministerstwa Pracy i Gospodarki Finlandii.

Wprowadzającą informację o tematyce seminarium przedstawił Zbigniew Kubacki wicedyrektor Departamentu Energii Jądrowej. Prelegentem był Herkko Plit, który wygłosił cztery prelekcje na temat: polityki energetycznej Finlandii, bieżących działań Finlandii w zakresie rozwoju energetyki jądrowej, składowania wypalonego paliwa oraz akceptacji fińskiej opinii publicznej dla energetyki jądrowej.



Fot. 1. Herkko Plit, zastępca dyrektora generalnego Departamentu Energii Ministerstwa Pracy i Gospodarki Finlandii podczas wykładu

Głównymi czynnikami formującymi politykę energetyczną Finlandii jest zapewnienie udziału odnawialnych źródeł na poziomie 38% w 2020 r.



Fot. 2. Sala seminarium (w siedzibie Ministerstwa Gospodarki) tuż przed spotkaniem

Obecnie największy udział w produkcji energii elektrycznej (25%) pochodzi od źródeł jądrowych. Finlandia należy do zliberalizowanego wspólnego północnego rynku energii elektrycznej, w którym decyzje producentów dotyczące inwestycji w budowę elektrowni są oparte przede wszystkim na kryteriach ekonomicznych.

W Finlandii pracują dwie elektrownie jądrowe: Loviisa oraz Olkiluoto od ponad 30 lat. Elektrownia Loviisa wyposażona jest w dwa bloki PWR o mocy netto 488 MW (po modernizacji) każdy, a Olkiluoto w dwa bloki z reaktorami BWR o mocy netto 860 MW każdy- obie wartości mocy podane są po dokonanych modernizacjach, natomiast budowany blok trzeci, wyposażony będzie w reaktor EPR (o mocy netto 1630 MW).

W trakcie spotkania Herkko Plit, omówił kwestie związane z procesem wydawania zezwoleń oraz przygotowanymi planami budowy ostatecznego składowiska wypalonego paliwa i odpadów promieniotwórczych w głębokich

warstwach geologicznych, w taki sposób, aby były składowane w warunkach bezpiecznych i przyjaznych dla środowiska. Budowa głębokiego składowiska, ok. 400 m pod ziemią, rozpoczęła się w formacji skalnej Olkiluoto w 2004 r. niedaleko elektrowni oraz dwóch składowisk na głębokości 60-100 m dla odpadów nisko- i średnioaktywnych. W fińskiej ustawie Prawo atomowe z 1994 r. określono wyraźnie, że wytwarzane w Finlandii odpady jądrowe muszą być przechowywane w kraju. Dlatego Finlandia powinna przygotować się do odbioru i składowania zużytego paliwa już od ok. 2020 r. Całkowity koszt budowy składowiska ocenia się na 3 mld EUR dla 5 bloków. Dyskusje nad postępowaniem z wypalonym paliwem toczą się od 40 lat.

Plit powiedział, że polityka gospodarki odpadami jądrowymi została sformułowana już w 1983 r.

Corocznie od 1982 r. przez tę samą firmę przeprowadzane są badania opinii społecznej na temat akceptacji jej wobec energetyki jądrowej. W zakresie akceptacji pozycja dozoru jądrowego jest bardzo istotna, jako urzędu niezależnego i posiadającego odpowiednią siłę działania. W Finlandii takim urzędem jest STUK.



Fot. 3. Uczestnicy seminarium z PAA (w środku): radca prezesa PAA Andrzej Mikulski i specjalista Elżbieta Zalewska

Wykład eksperta z US NRC w PAA

Wydarzenia

W siedzibie Państwowej Agencji Atomistyki w dniu 30 października 2012 r. odbył się wykład pt.: „Rola dozoru jądrowego w informowaniu interesariuszy

na temat bezpieczeństwa jądowego". Wykład wygłosił Eduardo Sastre z amerykańskiej Komisji Dozoru Jądowego - US NRC. Współorganizatorem była ambasada Stanów Zjednoczonych w Polsce. Wykład poświęcony był współpracy w komunikacji, budowaniu dobrych relacji między urzędem dozoru jądowego, a społeczeństwem i interesariuszami.

Jako interesariuszy E. Sastre określił wiele podmiotów, w szczególności następujących uczestników życia publicznego: media, podmioty ubiegające się o zezwolenia/licencje, ministerstwa i inne agendy rządowe, organizacje lokalne i samorządowe, przedsiębiorstwa przemysłowe i ich pracownicy, społeczność międzynarodowa.

Autor prezentacji przypomniał, że wśród głównych zadań dozoru jądowego: bezpieczeństwo, zabezpieczenia (ochrona fizyczna), efektywność, znajduje się także „openness”, czyli jawność/transparencja. Transparentność informowania, zwłaszcza o podejmowanych decyzjach powinna być realizowana w możliwie jak najbardziej otwarty i szczerzy sposób, bo tylko takie postępowanie pozwala osiągnąć zaufanie społeczne. Treścią informacji powinna być rola dozoru jądowego, jego zadania i działalność, zwłaszcza zaś podejmowanie decyzji. Wyjątkiem są informacje niejawnie dotyczące istotnych kwestii bezpieczeństwa. Informacje powinny być przekazywane bez zbędnych opóźnień i powinny być zrozumiałe.

W czasie sytuacji kryzysowej szczególną rolę odgrywają eksperci. Muszą być prawdomówni, przewidywalni, wiarygodni i mieć zaufanie społeczne. Bez tego nie da się zapewnić zaufania do decydentów i uniknąć niejasności i

wątpliwości. Dowodem na prawdziwość tej tezy może być niskie zaufanie Japończyków



Fot. 1. Eduardo Sastre, technik analityk Nuclear Regulatory Commission (NRC) przebywa w Polsce w związku z przygotowującym przez Polskę programem bezpiecznej energetyki jądowej <http://polish.poland.usembassy.gov>

do swojego premiera po awarii w Fukushima. W kolejnej części swojego wystąpienia ekspert NRC scharakteryzował obszary zainteresowania społecznego problematyką dozorową. Są to sprawy następujące: proces tworzenia/stanowienia prawa, licencjonowanie, odnawianie licencji, wyłączenie z eksploatacji (*decommissioning*), rozpatrywanie petycji, ocena wpływu na środowisko, przygotowywanie raportów dotyczących bezpieczeństwa obiektów jądowych, egzekwowanie postanowień i decyzji.

Każda z wymienionych spraw wymaga określonych działań urzędu dozoru jądowego. W przypadku tworzenia przepisów działania te są wieloetapowe. Przed rozpoczęciem procesu legislacyjnego powinny być zorganizowane spotkania i *workshopy* zainteresowanych osób i instytucji, na których przedstawione byłyby proponowane rozwiązania prawne. Po opracowaniu przepisów także powinno się przewidzieć możliwość spotkań w celu umożliwienia przedstawicielom interesariuszy zadawania pytań. Niezbędna jest także informacja w formie *press release* opublikowana w formie elektronicznej i papierowej.

Podobnie powinien postępować dozór w procesie licencjonowania: przed właściwym licencjonowaniem należy opublikować stosowne ogłoszenia i zorganizować spotkania z lokalną społecznością. W trakcie trwania procesu licencjonowania niezbędne jest przeprowadzenie obowiązkowych wysłuchań (*hearings*) i kolejnych spotkań publicznych.



Fot. 2. Eduardo Sastre na spotkaniu w PAA

Prowadząc działania w sferze komunikacji społecznej należy dysponować przygotowanym wcześniej planem. A oto główne elementy planu działań w zakresie informacji i komunikacji społecznej: aktualna sytuacja(tło), główne tezy przesłania, odbiorcy, skład zespołu ds. komunikacji, stosowane narzędzia i środki, harmonogram, zagrożenia dotyczące realizacji celu, ocena efektów.

Na zakończenie swej prezentacji E.Sastre wymienił najważniejsze czynniki gwarantujące powodzenie kampanii komunikacyjnej (*keys to success*). Są to: empatyczne wysłuchiwanie innych, przekonanie ludzi, że dozór dba o ich zdrowie i poczucie bezpieczeństwa, budowanie zaufania i wiarygodności, ustanowienie relacji długoterminowych, dzielenie się wiedzą i wnikliwością, umacnianie wzajemnego zrozumienia, stosowanie zrozumiałego języka, efektywność w przekazywaniu wiadomości. Prelegent podsumował swoje rozważania słowami: dozór musi być w swoich działaniach w obszarze komunikacji społecznej otwarty/transparentny, dokładny i konsekwentny.

Profesor Sueo Machi o sytuacji w Japonii

Wydarzenia

Prof. Sueo Machi, japoński ekspert z zakresu technologii i energetyki jądrowej, były dyrektor Japońskiego Instytutu Badań nad Energią Atomową (JAERI), wieloletni wicedyrektor Międzynarodowej Agencji Energii Atomowej, członek Japońskiej Agencji Energii Atomowej oraz członek honorowy Polskiego Towarzystwa Nukleonicznego podczas pobytu w Polsce w październiku br wygłosił dla różnych środowisk „jądrowych” referat na temat kierunków zmian w energetyce jądrowej oraz o tym czego nauczyła nas awaria w Fukushima.

W pierwszej części wykładu prof. S. Machi przypomniał, najważniejsze decyzje rządu Japonii z dziedziny energetyki jądrowej. Zdaniem Sueo Machi na szczególną uwagę zasługuje utworzenie urzędu dozoru jądrowego (20 września br.), który jest całkowicie niezależny od instytucji promujących energię jądrową. *Nuclear Regulatory Agency* jest

organem podległym 5-osobowej *Nuclear Regulatory Commission*, która z kolei podlega ministrowi środowiska. Przewiduje się, że w NRA zatrudnionych będzie ok. 1000 pracowników.

Wkrótce wprowadzone zostaną nowe przepisy odnoszące się do radioaktywnych skażeń żywności oraz dotyczące dozoru jądrowego. Rząd Japonii podjął też ważne decyzje finansowe. W szczególności przeznaczył łącznie kilkanaście milionów euro na pomoc dla MAEA na realizację programów agencji dotyczących bezpieczeństwa jądrowego.



Fot. 1. Profesor Sueo Machi

W grudniu bieżącego roku będzie zorganizowana w Fukushimie konferencja na temat: "Fukushima Ministerial Conference on Nuclear Safety".

Organizowanie wielu różnych konferencji pozwala na spotkanie licznej grupy ekspertów branżowych i umożliwia wyciągnięcie wniosków odnoszących się pośrednio lub bezpośrednio do przyczyn awarii w Fukushimie, a dokładniej do sposobów uniknięcia podobnych awarii w przyszłości. W dalszej części swojej prezentacji ekspert z Japonii przypomniał przyjęte podczas awarii w Fukushimie limity dawek zastosowane wobec pracowników elektrowni i służb ratowniczych, a następnie scharakteryzował przyjęty przez władze Japonii długofalowy plan demontażu elektrowni Fukushima-1.

S. Machi podał również wielkości mocy dawki promieniowania na terenach wokół elektrowni Dai-ichi jakie występowały w dniu 9 października b.r. oraz przedstawił plan rządowy dotyczący dekontaminacji terenów najbardziej skażonych (na rok 2013 i lata następne).

W Japonii rząd jest odpowiedzialny za strategiczne planowanie w zakresie zapotrzebowania i zaopatrzenie/dostawę energii. Polityka

energetyczna oparta jest na poszanowaniu trzech zasad:

- bezpieczeństwo energetyczne i stabilność dostaw energii;
- kompatybilność ze środowiskiem;
- konkurencyjność ekonomiczna.

Przed awarią w Fukushima w planach rozwoju energetyki przewidywano m.in. budowę 14 elektrowni jądrowych do roku 2030, co oznaczało 53% udział energetyki jądrowej w produkcji energii elektrycznej (w roku 2009 udział sektora jądrowego w produkcji energii elektrycznej wynosił 29%). W 2030 r. 70% energii miało pochodzić ze źródeł nie emitujących CO₂.

We wrześniu 2012 r. pracowały w Japonii tylko 2 spośród 50-ciu japońskich jądrowych bloków energetycznych. Kolejne 2 są budowane, a 7 jest w trakcie *decommissioningu*.

Premier Japonii Yoshihiko Noda oświadczył niedawno, że jego kraj musi poprawić stan bezpieczeństwa jądrowego, aby osiągnąć



Fot. 3. Profesor Sueo Machi, japoński ekspert

najwyższy światowy poziom. Elektrownie jądrowe będą nadal wykorzystywane. Japonia będzie się dzielić ze wspólnotą międzynarodową swoimi doświadczeniami zdobytymi podczas awarii w Fukushima.

Podejmowane są prace mające na celu przygotowanie szczegółowego planu wykorzystania energetyki jądrowej w Japonii. Opracowano kilka opcji dla tzw. *Energy Mix (Nuclear, Fossil, Renewable)*, które przewidują różne udziały poszczególnych źródeł energii w krajowym bilansie energetycznym. Żadna z opcji nie przewiduje zwiększenia udziału energii jądrowej w owym "mix'ie" poza poziom sprzed awarii fukushimskiej

Posiedzenie European Nuclear Security Regulators Association - ENSRA, (Birr w Szwajcarii, 4-5 października 2012 r.)

Współpraca z zagranicą

W dniach 4-5 października odbyło się posiedzenie ENSRA, które otworzył Hans Mattli, kierownik sekcji Ochrony fizycznej w Swiss Federal Nuclear Safety. Następnie głos zabrał przewodniczący Western European Nuclear Regulators Association - WENRA, Hanns Warner.

WENRA jest organizacją podobną do ENSRA, zajmująca się tylko sprawami dotyczącymi bezpieczeństwa jądrowego. W skład WENRA wchodzi 17 szefów dozorów jądrowych z krajów UE oraz 9 obserwatorów.

W posiedzeniu ENSRA wzięli udział wszyscy stali członkowie stowarzyszenia, 12 państw oraz obserwatorzy z Litwy i Polski (Bułgaria i Rumunia nie uczestniczyły).

Przedstawiciele państw uczestniczących w posiedzeniu poinformowali o istotnych sprawach dotyczących ochrony fizycznej jakie miały miejsce od czasu poprzedniego spotkania. Znaczną część czasu poświęcono na dyskusje o przyszłych zadaniach i roli ENSRA. W trakcie spotkania powołano grupę roboczą, której zadaniem będzie opracowanie nowego zakresu kompetencji (*Terms of Reference*) dla ENSRA. Projekt powinien powstać do końca marca 2013 r.

Rozważa się też zacieśnienie współpracy z MAEA i Komisją Europejską. „Państwa Członkowskie wraz z Komisją powinny sprzyjać dyskusji między przedstawicielami dozorów, specjalistami i ekspertami od ochrony fizycznej z Państw Członkowskich UE, jak również MAEA mającej na celu ocenę postępów we wdrażaniu poprawionej Konwencji o Ochronie Fizycznej Materiałów Jądrowych oraz identyfikacji i wymianie dobrych praktyk dotyczących ochrony fizycznej”.



Fot. 1. Hanna Trojanowska na Konferencji Generalnej MAEA

56. Sesja Konferencji Generalnej Międzynarodowej Agencji Energii Atomowej (MAEA), (17-21 września 2012 r.)

Współpraca z zagranicą

W 56. sesji Konferencji Generalnej (KG) MAEA wzięła udział delegacja RP w składzie: Min. Hanna Trojanowska – podsekretarz stanu w MG – przewodnicząca delegacji, Janusz Włodarski – Prezes Państwowej Agencji Atomistyki – zastępca przewodniczącego; Przemysław Grudziński – ambasador, stały przedstawiciel RP przy Biurze Narodów Zjednoczonych i organizacjach międzynarodowych w Wiedniu - zastępca przewodniczącego; Mieczysław Kuziński – radca-minister, zastępca Stałego Przedstawiciela RP przy Biurze Narodów Zjednoczonych i organizacjach międzynarodowych w Wiedniu; Zbigniew Kubacki – dyrektor Departamentu Energii Jądrowej MG; i Ludmiła Wiszczor – radca Prezesa Państwowej Agencji Atomistyki; Jacek Sawicz – naczelnik wydziału w Departamencie Polityki Bezpieczeństwa Ministerstwa Spraw Zagranicznych; Katarzyna Wrona – radca - Stałe Przedstawicielstwo RP przy Biurze Narodów Zjednoczonych i organizacjach międzynarodowych w Wiedniu.

Delegacja uczestniczyła w pracach Konferencji Generalnej na mocy właściwych pełnomocnictw rządowych w opierając się o zatwierdzoną szczegółową instrukcję.

Porządek dzienny Konferencji Generalnej obejmował 24 punkty. Jednym z ważniejszych było wystąpienie dyrektora generalnego MAEA Yukiya Amano.

Dyrektor generalny rozpoczął swoje przemówienie od podkreślenia kluczowej roli współpracy technicznej w rozpowszechnianiu technik jądrowych dla celów pokojowych. W dziedzinie tej MAEA ma pozycję unikalną – zajmuje się tym jako jedyna organizacja systemu Narodów Zjednoczonych. Szczególną rolę w działalności pomocowej zajmuje Program Działania na rzecz terapii przeciwnowotworowej (Program of Action for Cancer Therapy – PACT), w ramach którego dyrektor generalny zamierza stworzyć w laboratorium MAEA w Seibersdorfie specjalne centrum szkoleniowe. Wobec wzrastających potrzeb państw członkowskich w zakresie współpracy technicznej, Y. Amano wskazał jako dodatkowe źródło ich finansowania zapoczątkowaną przez Stany Zjednoczone Ameryki w 2010 r. inicjatywę na rzecz pokojowych zastosowań.

Następnym tematem poruszonym w wystąpieniu Y. Amano była energetyka jądrowa. Gdy obejmował urząd miał miejsce tzw. renesans tej dziedziny. Sytuacja się wyraźnie skomplikowała po wypadku w elektrowni jądrowej Dai-ichi w Fukushima. Obecne prognozy przewidują ponowny powolny wzrost zainteresowania energetyką jądrową w świecie przez okres następnych 20 lat. Większość nowych reaktorów energetycznych będzie usytuowana w Azji (Chiny, Republika Korei, Indie). Wypadek w Fukushima wpłynął oczywiście na znaczne zwiększenie nacisku na sprawę bezpieczeństwa jądrowego przy planowaniu i realizacji programów energetyki jądrowej. Y. Amano poinformował w swoim wystąpieniu, że w grudniu 2010 r. utworzona została w Angarsku w Federacji Rosyjskiej, pod auspicjami MAEA, pierwsza światowa rezerwa niskowzbożonego uranu do produkcji paliwa jądrowego na potrzeby energetyki jądrowej. Postępują też prace nad utworzeniem w Kazachstanie banku niskowzbożonego uranu. Duży krok naprzód dokonuje się również w dziedzinie budowy składowisk odpadów promieniotwórczych i wypalonego paliwa. Szacuje się, że po roku 2020 otwarte zostaną pierwsze głębokie składowiska geologiczne dla wypalonego paliwa jądrowego; znaczny postęp w tej sferze notuje się w Finlandii, Szwecji i Francji. DG poinformował także o tym, że w czerwcu 2013 r. odbędzie się w St. Petersburgu międzynarodowa konferencja ministerialna nt. energetyki jądrowej XXI w.

W odniesieniu do awarii w Fukushima DG przedstawił postęp osiągnięty w realizacji Planu Działania na rzecz bezpieczeństwa jądrowego, dokumentu przygotowanego przez MAEA po awarii i przyjętego przez poprzednią sesję Konferencji Generalnej. Wynikiem pierwszych wniosków z analizy przyczyn zdarzenia są, szczegółowe przeglądy ocen bezpieczeństwa elektrowni jądrowych na świecie oraz przygotowania i reagowanie w przypadku awarii jądrowej. Udało się w ten sposób zidentyfikować możliwe niedociągnięcia i przygotować plany naprawcze. Prowadzone są prace nad przeglądem norm bezpieczeństwa w świetle wniosków wynikających z awarii w Fukushima. Drobiazgowej analizie poddane są zarówno polityka informacyjna, jak i kwestie techniczne. W grudniu br. odbędzie się w Fukushima Konferencja Ministerialna nt. bezpieczeństwa jądrowego, na której przedstawione będą konkluzje ze wszystkich dotychczasowych spotkań. Całościowy raport MAEA nt. awarii będzie ukończony w roku 2014.

W ostatnich latach MAEA pełniła też istotną rolę w dziedzinie wzmocnienia poziomu ochrony fizycznej materiałów i obiektów jądrowych. DG poinformował w tym kontekście, że MAEA przeszkoliła w ciągu ostatniej dekady ponad 12 000 ludzi z ponad 120 państw członkowskich. W odniesieniu do ostatniego roku wymienił jako jedno z najważniejszych zrealizowanych zadań pomoc udzieloną Polsce i Ukrainie w podniesieniu bezpieczeństwa (*security*) w trakcie mistrzostw Europy w piłce nożnej EURO 2012. W przyszłym roku MAEA organizuje międzynarodową konferencję na wysokim szczeblu w dziedzinie bezpieczeństwa jądrowego.

W trakcie debaty generalnej przemówienia wygłosiło 119 mówców, reprezentujących państwa członkowskie i organizacje międzynarodowe. W imieniu delegacji polskiej wystąpiła jej przewodnicząca minister Hanna Trojnowska.

W kolejnym punkcie porządku dziennego Konferencja wybrała nowych członków Rady Gubernatorów na lata 2012-14: Algierię, Argentynę, Kostarykę, Grecję, Libię, Nigerię, Norwegię, Pakistan, Polskę, Tajlandię, Urugwaj. Konferencja przyjęła sprawozdanie finansowe za rok 2012 z działalności MAEA oraz zatwierdziła budżet regularny MAEA na 2013 r. w wysokości 337 933 305 EUR, Fundusz Współpracy Technicznej w 2013 r. w wysoko-

ści 88 750 000 USD oraz Fundusz Kapitału Roboczego w wysokości 15 210 000 EUR.

Konferencja jednomyślnie przyjęła rezolucję nt. różnych działań mających na celu wzmocnienie współpracy międzynarodowej w zakresie bezpieczeństwa jądrowego, ochrony radiologicznej, bezpieczeństwa transportu materiałów jądrowych i bezpiecznego gospodarowania odpadami promieniotwórczymi. Polska kosponsorowała projekt tej rezolucji. Rezolucja ma tradycyjnie charakter wielotematyczny i składa się z 13 części. Nowym elementem jest wprowadzenie do jej tekstu szeregu odniesień związanych z awarią w elektrowni jądrowej w Fukushima, a w szczególności części bezpośrednio odnoszącej się do realizacji Planu Działania na rzecz bezpieczeństwa jądrowego (część 2). Konferencja, podobnie jak w poprzednich latach, po długich negocjacjach przyjęła także rezolucję nt. ochrony fizycznej i przeciwdziałania aktom terroryzmu jądrowego oraz rezolucję nt. zwiększenia efektywności działań MAEA w dziedzinie pomocy technicznej dla państw członkowskich. Podczas Konferencji odbyły się debaty na temat stosowania systemu zabezpieczeń MAEA, w tym implementacji zabezpieczeń MAEA w KRL-D, na Bliskim Wschodzie, a także na temat zdolności jądrowych Izraela.

W trakcie Konferencji członkowie polskiej delegacji z PAA odbyli szereg spotkań i rozmów, a w szczególności uczestniczyli w Spotkaniu szefów dozorów jądrowych oraz Spotkaniu z przedstawicielami *Office of Nuclear Security* (ONS).

Członkowie delegacji polskiej Z. Kubacki (MG) i L. Wiszczor (PAA) wzięli udział w spotkaniu z przedstawicielami MAEA zajmującymi się sprawą misji INIR w Polsce. Ustalono, że misja będzie miała miejsce w marcu przyszłego roku, natomiast spotkanie przygotowawcze w końcu stycznia 2013 r. Odbyło się również spotkanie z przedstawicielami Komisji Dozoru Jądrowego USA (US NRC), Brytyjskiego Urzędu Dozoru Jądrowego oraz Urzędu Dozoru Jądrowego (UJD) Słowacji.

W związku z faktem, że Polska w ciągu najbliższych 2 lat będzie zasiadać w Radzie Gubernatorów zasadne jest każdorazowe przygotowanie przez właściwe dla danej tematyki komórki PAA tekstów wystąpień do wygłoszenia przez Gubernatora RP (ambasador P. Grudziński) bądź pełniącą rolę jego zastępcy L. Wiszczor na kolejnych posiedzeniach Rady.

STANOWISKA WENRA WOBEC KLUCZOWYCH PROBLEMÓW BEZPIECZEŃSTWA NOWYCH ELEKTROWNI JĄDROWYCH

Tadeusz Białkowski, Maciej Jurkowski
Państwowa Agencja Atomistyki

WPROWADZENIE

Jednym z celów Zachodnioeuropejskiego Stowarzyszenia Organów Dozoru Jądrowego – WENRA (*Western European Nuclear Regulators' Association*) jest harmonizacja poziomu bezpieczeństwa europejskich elektrowni jądrowych. Niemal od początku działania WENRA, bo od 2000 roku **opracowanie procesu harmonizacji podejścia do bezpieczeństwa elektrowni jądrowych w Europie powierzono stałej grupie roboczej WENRA ds. 'harmonizacji (bezpieczeństwa) reaktorów': RHWG (*Reactor Harmonization Working Group*)**. W 2003 roku RHWG zaprezentowała wyniki stadium pilotowego harmonizacji opartej na koncepcji tzw. referencyjnych poziomów bezpieczeństwa (*Safety Reference Levels - SRLs*). W 2005 roku szefowie europejskich organów dozoru jądrowego zrzeszonych w WENRA ogłosili przyjęcie uzgodnionej, wspólnej polityki w tej sprawie. Pierwszym zadaniem RHWG było opracowanie referencyjnych poziomów bezpieczeństwa (RLs) dla **już istniejących, obecnie eksploatowanych** elektrowni jądrowych. Metodologia i wyniki badań nad harmonizacją przedstawione zostały po raz pierwszy w raporcie WENRA pt. „Harmonizacja bezpieczeństwa reaktorów w państwach członkowskich WENRA” opublikowanym w styczniu 2006 r. W kolejnych latach prowadzono prace nad aktualizacją tego raportu m.in. w celu uwzględnienia zmian norm bezpieczeństwa MAEA, w tym przede wszystkim nowo wydanej wtedy normy generalnych wymagań bezpieczeństwa **GS-R-3 -*The Management System for Facilities and Activities Safety Requirements***.

Przyjęte w 2008 roku poziomy referencyjne RLs stanowiły podstawę podjętego przez kraje WENRA procesu harmonizacji, który zakładał

dostosowanie do tych poziomów **praktyk postępowania i przepisów** do końca 2010 roku. W kolejnych latach RHWG monitorowała ten proces, zajmując się jednocześnie aspektami bezpieczeństwa „długoterminowej eksploatacji” (*long term operation – LTO*), czyli dalszego funkcjonowania elektrowni jądrowych przez czas dłuższy niż przewidziany przez ich oryginalny projekt. Stowarzyszenie WENRA opublikowało w 2011 r. raport z przeglądu praktyk LTO w krajach członkowskich WENRA. Raport ten omawia także związek między okresowymi przeglądami bezpieczeństwa i LTO.

W związku z podejmowaniem w UE budowy **nowych elektrowni jądrowych**, w ostatnich latach RHWG prowadziła równoległe prace nad sformułowaniem **celów bezpieczeństwa**, jakich osiągnięcie muszą zapewniać **rozwiązania projektowe** nowo budowanych obiektów. Cele te ogłoszono (na podstawie przeprowadzonego w latach 2008-2010 studium pilotowego, obejmującego projekty reaktorów generacji III i III+) w oświadczeniu WENRA z listopada 2010 roku.¹ Dotyczą one:

- O1 - normalnej eksploatacji, nietypowych zdarzeń i zapobieganiu awariom,
- O2 - awarii bez stopienia rdzenia,
- O3 - awarii ze stopieniem rdzenia,
- O4 - niezależności między wszystkimi poziomami obrony w głąb,
- O5 - interfejsów bezpieczeństwa i ochrony fizycznej,
- O6 - ochrony przed promieniowaniem i gospodarki odpadami,
- O7 - przywództwa i zarządzania bezpieczeństwem.

¹ polską wersję tego oświadczenia można znaleźć w biuletynie BJIOR nr 4(82)/2010

Stanowiska WENRA do celów bezpieczeństwa

Aby osiągnąć rzeczywistą harmonizację rozwiązań bezpieczeństwa nowych obiektów, konieczne jest zapewnienie bardziej szczegółowych wytycznych dotyczących zagadnień, które powinny być brane pod uwagę przy realizacji wspólnie uzgodnionych celów bezpieczeństwa. Po opracowaniu w 2009 roku raportu ze studium pilotowego „*Safety objectives for new power reactors-study by RHWG, December 2009*”, RHWG przystąpiła do prac nad dokumentami określającymi stanowisko WENRA w odniesieniu do 8 kluczowych bieżących problemów **bezpieczeństwa w projektowaniu nowych elektrowni jądrowych** (*position papers*) rozpatrywanych w kontekście celów bezpieczeństwa ogłoszonych przez WENRA w listopadzie 2010 r. Dotyczą one:

- podejścia do obrony w głąb w projektach nowych reaktorów,
- niezależności poziomów obrony w głąb, z uwzględnieniem zagadnień rezerwowania, różnorodności i fizycznej separacji w obrębie tego samego poziomu,
- koincydencji zdarzeń prowadzących do awarii („uszkodzeń wielokrotnych”),
- środków ograniczania skutków awarii ze stopieniem rdzenia i ich radiologicznych konsekwencji,
- interpretacji pojęcia „wykluczone w praktyce”,
- zdarzeń zewnętrznych,
- celowego uderzenia dużego komercyjnego samolotu,
- wniosków z analiz awarii w EJ Fukushima (oceniono, że wnioski te nie mają wpływu na sformułowania stanowisk WENRA w wyżej wymienionych siedmiu kwestiach, opracowane jeszcze przed awarią w Fukushima).

Realizacja celu bezpieczeństwa O4 – „niezależność między wszystkimi poziomami obrony w głąb” wymaga poprawy efektywności jej zapewnienia z uwzględnieniem uszkodzeń wielokrotnych i awarii ze stopieniem paliwa w rdzeniu już w projekcie nowych EJ – co wyraża Stanowisko 1. Oczekiwania co do niezależności pomiędzy różnymi poziomami obrony w głąb zawiera Stanowisko 2, natomiast Stanowisko 3 dotyczy metodologii identyfikacji tych uszkodzeń wielokrotnych, które winny być uwzględnione w projektowaniu nowych EJ, pożądanym cech

projektu oraz sposobu wykazania jego bezpieczeństwa. Cel bezpieczeństwa O4 wskazuje na konieczność wzmocnienia wewnętrznego każdego poziomu obrony w głąb niezależnie od innych poziomów, poprzez zastosowanie rezerwowania, różnorodności i fizycznej separacji w obrębie tego samego poziomu.

Realizacja celu bezpieczeństwa O3 – „awarie ze stopieniem rdzenia” wymaga takich rozwiązań projektowych, aby awarie te, w przypadkach gdy nie mogą być wykluczone w praktyce, wymagały jedynie ograniczonych w czasie i przestrzeni działań interwencyjnych, z pozostawieniem dostatecznego czasu na wdrożenie takich działań. Stanowisko 4 określa wymagania projektowe uwzględniające sytuacje stopienia rdzenia oraz interpretację pojęcia ograniczonych działań interwencyjnych. Cel bezpieczeństwa O3 wymaga również, by wczesne lub duże uwolnienia do środowiska w sytuacji stopienia rdzenia zostały dzięki przyjętym rozwiązaniom projektowym „praktycznie wykluczone”. Stanowisko 5 interpretuje pojęcia „praktycznej eliminacji” i formułuje oczekiwania co do sposobu wykazania jej osiągnięcia w projekcie. Cel bezpieczeństwa O2 - „awarie bez stopienia rdzenia” postuluje, by częstość uszkodzeń rdzenia CDF była tak niska jak jest to rozsądnie możliwe, z uwzględnieniem wszystkich rodzajów prawdopodobnych zagrożeń i uszkodzeń oraz wiarygodnych ich kombinacji.

Realizacja celu bezpieczeństwa O2 - „awarie bez stopienia rdzenia” wymaga odpowiedniego uwzględnienia w projekcie dla konkretnej lokalizacji zagrożeń naturalnymi oddziaływaniami zewnętrznymi jak również aktami przestępczymi. Stanowisko 6 opisuje oczekiwania co do sposobu uwzględnienia zagrożeń zewnętrznych w projektach nowych EJ. Stanowisko 7 zajmuje się oczekiwaniami co do odporności projektu nowej EJ na zamierzone uderzenie dużego samolotu. Przypadek takiego zamierzonego uderzenia jest dobrym przykładem zdarzeń do których ma zastosowanie cel bezpieczeństwa O5 – „interfejs bezpieczeństwa i ochrony fizycznej”.

Niżej w skrócie scharakteryzowano każde z wymienionych wyżej stanowisk, opisanych w projekcie raportu WENRA „*Safety of new NPP designs – study by Wenra Harmonization Working Group*” przygotowanym do wydania na początku 2013 roku.

Stanowisko 1: Koncepcja obrony w głąb (zabezpieczeń wielopoziomowych) dla nowych elektrowni jądrowych

Podstawowym sposobem zapobiegania awariom w elektrowni jądrowej i minimalizacji jej skutków jest stosowanie koncepcji obrony w głąb (*Defence-in-Depth* - DiD)². Koncepcja ta powinna być stosowana w odniesieniu do wszystkich działań związanych z bezpieczeństwem, wynikających zarówno z rozwiązań organizacyjnych, jak i przyjętych sposobów postępowania, a także związanych z projektem, przy mocy pełnej, obniżonej lub w różnych stanach wyłączenia. Ma to na celu zapewnienie, że wszystkie działania związane z bezpieczeństwem są przyporządkowane kilku niezależnym warstwom (poziomom) zabezpieczeń, tak, iż jeśli dojdzie do wystąpienia awarii, będzie ona kompensowana lub korygowana za pomocą odpowiednich środków. Zastosowanie koncepcji obrony w głąb od projektowania po eksploatację zapewnia ochronę przed przewidywanymi zdarzeniami eksploatacyjnymi i awariami wywołanymi uszkodzeniem urządzenia lub spowodowanymi przez człowieka, jak również przed skutkami zdarzeń, które pochodzą z zewnątrz.

Dlatego też obrona w głąb jest kluczową koncepcją celów bezpieczeństwa ustanowionych przez WENRA dla nowych elektrowni jądrowych. W szczególności, te cele bezpieczeństwa wymagają rozszerzonego zademonstrowania bezpieczeństwa w nowych elektrowniach, zgodnie z wzmocnionym podejściem do obrony w głąb. W związku z tym pojęcie obrony w głąb powinno być wzmocnione w zakresie jego wszystkich istotnych zasad. Oprócz wzmocnienia każdego poziomu koncepcji (przyjętego modelu) obrony w głąb, i poprawy niezależności pomiędzy jej poziomami (jak wspomniano w celach bezpieczeństwa ustanowionych przez WENRA), oznacza to również, że zasada wielokrotnych i niezależnych barier powinna być sto-

² Według glosariusza bezpieczeństwa MAEA, koncepcja ta jest przedstawiana jako hierarchiczne rozmieszczenie na różnych poziomach zróżnicowanego wyposażenia i procedur w celu uniknięcia eskalacji przewidywanych zdarzeń eksploatacyjnych i utrzymania skuteczności barier fizycznych umieszczonych pomiędzy źródłem promieniowania lub materiałami promieniotwórczymi a pracownikami, osobami z ogółu ludności lub środowiskiem naturalnym w stanach eksploatacyjnych, a w przypadku niektórych barier, w stanach awaryjnych.

sowana w odniesieniu do każdego znaczącego źródła z materiałami promieniotwórczymi. Należy również zapewnić, aby możliwości obrony w głąb zaplanowane w projekcie znajdowały odzwierciedlenie w rozwiązaniach zrealizowanych podczas budowy i stosowanych w czasie eksploatacji elektrowni i były utrzymywane przez cały czas życia elektrowni.

Niektóre sytuacje, które uważane są za „pozaprojektowe” dla istniejących, obecnie eksploatowanych obiektów, takie jak uszkodzenia wielokrotne i awarie ze stopieniem rdzenia, są brane pod uwagę przy projektowaniu nowych obiektów. W rezultacie uznano za przydatne dopracowanie tego podejścia, które pozostaje zgodne z normą SF-1 MAEA określającą podstawy bezpieczeństwa. W stanowisku tym WENRA skupia swoją uwagę przede wszystkim na **propozycji udoskonalenia struktury poziomów obrony w głąb**.

Historycznie model DiD obrony w głąb wprowadzony na początku lat 70-tych był stopniowo doskonalony tworząc coraz efektywniejsze narzędzie zapobiegania szerokiemu spektrum rozpatrywanych incydentów i awarii oraz ograniczania ich skutków. Źródłem rozpatrywanych scenariuszy awaryjnych są pojedyncze zdarzenia inicjujące wybrane wg częstości ich występowania oszacowanej na podstawie danych ze statystyk przemysłowych.

Różne poziomy obrony w głąb stanowią odbicie różnych stanów eksploatacyjnych – od normalnej eksploatacji po awarie, tak aby w sytuacji kiedy zawiedzie jeden poziom, jego rolę przejmował poziom kolejny. Nie oznacza to, iż zawsze sytuacje rozpatrywane na określonym poziomie wynikają w sposób systematyczny z uszkodzenia do jakiego doszło na poprzednim poziomie obrony w głąb. Poziomy DiD są ustalane w sposób uwzględniający różne sytuacje rozpatrywane w projekcie, a potem w eksploatacji EJ. Podejście stosowane przy ich ustalaniu zmierzera zawsze do zapewnienia solidnych środków spełnienia każdej z trzech podstawowych funkcji bezpieczeństwa³.

^{3, 4} 1) kontrola reaktywności,

2) odebranie ciepła z reaktora i z basenu wypalonego paliwa,

3) szczelne zamknięcie (confinement) materiału promieniotwórczego, osłony przed promieniowaniem oraz ograniczenie incydentalnych uwolnień substancji promieniotwórczych.

W początkowym okresie stosowania koncepcji DiD stosowane były 3 poziomy: pierwszy ukierunkowany na zapobieganie odchyleniom od normalnej eksploatacji i uszkodzeniom, drugi – służący kontrolowaniu takich sytuacji oraz trzeci – służący opanowaniu awarii mieszczących się w ramach tzw. „podstaw projektowania” (*design basis*). Awarie stopienia rdzenia w EJ Three Mile Island (USA, 1979), oraz zniszczenia reaktora z dużymi uwolnieniami do środowiska i rozległym długotrwałym skażeniem terenu - w Czarnobylu (b.ZSRR,1986) spowodowały wprowadzenie odpowiednio dwóch dodatkowych poziomów – czwartego – służącego kontroli poważnej sytuacji w EJ, by zapobiec jej rozwinięciu się w ciężką awarię i zapewnienie środków ograniczających jej skutki, oraz piątego - obejmującego środki ograniczenia skutków radiologicznych dużych uwolnień substancji promieniotwórczych do środowiska. W przypadku obecnie eksploatowanych reaktorów generacji II poziomy 4 i 5 nie były uwzględnione w projekcie EJ, a sekwencje prowadzące do zdarzeń odpowiadających tym poziomom określane są jako awarie pozaprojektowe (*'beyond design basis'*).

W odniesieniu do nowych EJ (generacji III i III+) oczekiwane jest uwzględnianie już w projekcie pewnych zdarzeń (takich jak np. wielokrotne uszkodzenia lub stopienie rdzenia), które w odniesieniu do poprzedniej generacji reaktorów były *'beyond design basis'*. W celu uwzględnienia tych zdarzeń w projekcie EJ norma bezpieczeństwa MAEA SSR-2/1 (*Safety of Nuclear Power Plants: Design Specific Safety Requirements, Feb. 2012*) wprowadziła pojęcie tzw. rozszerzonych warunków projektowych (*DEC – design extension conditions*). W tej sytuacji określenie 'awaria pozaprojektowa' ma zupełnie inne znaczenie w odniesieniu do obecnie eksploatowanych reaktorów (generacji II) niż w odniesieniu do nowych reaktorów generacji (III i III+), których projekt uwzględnia pewne kategorie ciężkich awarii i przewiduje skuteczne rozwiązania projektowe służące zapobieganiu ich konsekwencjom.

Inne tematy związane z obroną w głąb, tj. „Niezależność poziomów obrony w głąb”, „Uszkodzenia wielokrotne” i „Zabezpieczenia celem zminimalizowania możliwości stopienia rdzenia i jego skutków radiologicznych”, są przedmiotem odrębnych stanowisk.

Stanowisko 2: Niezależność poziomów obrony w głąb

Zgodnie z wydanym przez Stowarzyszenie WENRA w listopadzie 2010 r. „oświadczeniem w sprawie celów bezpieczeństwa dla nowych elektrowni jądrowych” WENRA oczekuje, że nowe elektrownie jądrowe będą zbudowane, uruchomione i eksploatowane w sposób realizujący cel „wzmocnienia skuteczności zachowania niezależności między wszystkimi poziomami obrony w głąb, w szczególności poprzez zróżnicowanie zabezpieczeń (w dodatku do wzmocnienia oddzielnie każdego z poziomów obrony w głąb...), aby zapewnić w miarę rozsądnie osiągalne, całościowe wzmocnienie obrony w głąb.” Odpowiada to celowi bezpieczeństwa O4: „niezależność między wszystkimi poziomami obrony w głąb”. W stanowisku tym WENRA skupia swoją uwagę na niezależności między systemami i elementami konstrukcji i wyposażenia (SSCs) ważnymi z punktu widzenia bezpieczeństwa, przydzielonymi do różnych poziomów obrony w głąb. Stanowisko to nie dotyczy odniesienia się do niezależności pomiędzy SSCs ważnymi dla bezpieczeństwa w obrębie danego poziomu obrony w głąb ani do aspektów administracyjno/proceduralnych. Ponadto w stanowisku tym WENRA odnosi się wyłącznie do tych SSCs, które są niezbędne do spełnienia kryteriów akceptacji, związanych z trzema podstawowymi funkcjami bezpieczeństwa⁴, oraz celami radiologicznymi zdefiniowanymi na różnych poziomach obrony w głąb, zgodnie z celami bezpieczeństwa WENRA. Poziomy obrony w głąb (patrz Załącznik 1), które odnoszą się do tego stanowiska zostały opisane w poprzednim stanowisku. Omawiane stanowisko WENRA ma na celu **dostarczenie wytycznych na temat skutecznego sposobu zwiększenia niezależności pomiędzy poziomami obrony w głąb.**

Stanowisko 3: Uszkodzenia wielokrotne

Obrona w głąb (DiD) jest kluczowym elementem celów bezpieczeństwa ustanowionych przez WENRA dla nowych elektrowni jądrowych. W szczególności, te cele bezpieczeństwa wymagają rozszerzenia zakresu zademonstrowa-

⁴wymienionymi w przypisie 3.

nia bezpieczeństwa nowych elektrowni, zgodnie z wzmocnioną koncepcją obrony w głęb. Niektóre zdarzenia, uważane za „pozaprojektowe” dla istniejących obiektów, takie jak np. wystąpienia wielokrotnych uszkodzeń, należy uwzględnić w projektowaniu nowych obiektów. W rezultacie uznano za przydatne dopracowanie tego podejścia, które pozostaje zgodne z normą SF-1 MAEA określającą podstawy bezpieczeństwa (por. rozdział „Koncepcja obrony w głęb dla nowych elektrowni jądrowych”). W tej udoskonalonej koncepcji obrony w głęb dla nowych reaktorów poziom 3 obrony składa się z poziomów 3.a i 3.b. Oba poziomy mają na celu „kontrolę awarii celem ograniczenia uwolnień radiologicznych i zapobieżenia eskalacji warunków topnienia rdzenia”. Poziom 3.a obejmuje „Postulowane pojedyncze zdarzenia inicjujące” natomiast 3.b. „Wybrane uszkodzenia wielokrotne, w tym ewentualne uszkodzenia lub nieskuteczność systemów bezpieczeństwa zaangażowanych na poziomie 3.a⁵”. Poziom 3.b jest związany z celem bezpieczeństwa O2, „awarie bez stopienia rdzenia”. Zgodnie z celem bezpieczeństwa O2 należy upewnić się, że awaria bez stopienia rdzenia nie wywołuje oddziaływania radiologicznego poza obiektem (*off-site*) lub ma tylko niewielki wpływ radiologiczny (w szczególności nie pociąga za sobą konieczności profilaktyki jodowej, schronienia lub ewakuacji). Przepisy projektowe rozważane na poziomie 3.b dla postulowanych uszkodzeń wielokrotnych będą dalej obniżać częstotliwość i/lub łagodzić skutki sekwencji zdarzeń wykraczających poza te, które uznawane dotąd były za podstawę projektowania w dotychczas istniejących reaktorach, a więc zdarzeń takich jak przewidywalne stany przejściowe bez zrzutu prętów bezpieczeństwa skutkujące możliwością stopienia rdzenia (*anticipated transients without scram* - ATWS) lub całkowity brak zasilania elektrycznego (*station black out* - SBO).

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

Wydane przez WENRA cele bezpieczeństwa nowych reaktorów zawierają Cel O3. „Awarie ze

⁵ Zdarzenia na poziomie 3.b są rozpatrywane jako część Warunków rozszerzenia projektu w dokumencie MAEA SSR 2.1

stopieniem rdzenia”:

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

- awarie 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 zapewniające, aby tylko ograniczone w zakresie i czasie środki ochronne były potrzebne dla społeczeństwa (by nie było potrzeby ciągłej relokacji, 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** 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.

Stanowisko 5: Eliminacja w praktyce

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

Cel ten zakłada ograniczenie potencjalnych uwolnień substancji promieniotwórczych do środowiska w wyniku awarii ze stopieniem rdzenia, również w **dłuższej perspektywie**, zgodnie z dwoma kryteriami jakościowymi poniżej (stanowisko 5 dotyczy **pierwszego** z nich):

- awarie 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 ciągłej relokacji, ani ewakuacji poza bezpośrednim sąsiedztwem zakładu, przebywania 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 jądrowego w miejscu składowania paliwa, zgodnie z opisem zawartym w publikacji WENRA na temat celów bezpieczeństwa: „Awarie ze stopieniem rdzenia (ciężkie awarie) 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 awarie reaktywnościowe). Sekwencje awarii, które są praktycznie wyeliminowane mają bardzo szczególną pozycję w podejściu do obrony w głąb, ponieważ zabezpieczenia sprawiają, że są one tak bardzo mało prawdopodobne, że łągodzenie 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.

W zabezpieczeniu przed radiologicznymi skutkami stopienia rdzenia kluczową rolę odgrywa obudowa bezpieczeństwa (*containment*). Dlatego należy przestudiować wszelkie możliwe sekwencje zdarzeń, które mogłyby prowadzić do naruszenia jego integralności podczas awarii ze stopieniem rdzenia. Potwierdzenie „praktycznej eliminacji” wczesnych lub dużych uwolnień wymaga niezawodności dodatkowych systemów zabezpieczeń przed takim zagrożeniem, oraz przeprowadzenia deterministycznych analiz każdego mechanizmu lub zjawiska, wspartych danymi eksperymentalnymi. Takie deterministyczne analizy winny wykazać, że obudowa bezpieczeństwa zachowuje wymaganą szczelność w zakresie warunków projektowych, łącznie z warunkami spodziewanymi w wyniku sekwencji zdarzeń, które nie mogły być praktycznie wyeliminowane, powodując konieczność stosowania co najwyżej ograniczonych w czasie i zakresie środków ochronnych. Do wykazania, że warunki prowadzące do utraty funkcji *containmentu* z powodu zjawiska fizycznego lub uszkodzenia systemu są praktycznie wyeliminowane stosuje się analizy zarówno deterministyczne jak i probabilistyczne. Analizy deterministyczne prowadzone są zwykle przy realistycznych założeniach i metodologii najlepszego oszacowania, z zastosowaniem analizy czułości na zmiany parametrów. Probabilistyczna ocena ryzyka jest zwykle ich uzupełnieniem. Analizy te winny zostać przeprowadzone dla wszelkich stanów eksploatacyjnych i stanów wyłączenia jak również dla różnych kategorii zdarzeń inicjujących.

Stanowisko 6: Zagrożenia zewnętrzne

Niniejszy rozdział zawiera wspólne stanowisko członków WENRA w sprawie rozpatrzenia zewnętrznych zagrożeń dla nowych reaktorów. Jego celem jest zapewnienie wartościowych wskazówek na temat oczekiwań organu dozoruowego co do tego, w jaki sposób zewnętrzne zagrożenia powinny być brane pod uwagę przy projektowaniu i wyborze lokalizacji dla nowych reaktorów. Tutaj zewnętrzne zagrożenia są naturalnymi i sztucznymi zagrożeniami miejsca i obiektów, które pochodzą z zewnątrz i dotyczą zarówno miejsca jak i procesów, tj. posiadacze zezwoleń mogą mieć bardzo niewielki wpływ

lub nie mają żadnego wpływu na zdarzenie inicjujące. Działania szkodliwe nie wchodzą w zakres niniejszego studium.

Ocena zewnętrznych zagrożeń naturalnych wymaga znajomości procesów naturalnych, a także obiektu i jego rozplanowania. W przeciwieństwie do prawie wszystkich wad i zagrożeń wewnętrznych, zagrożenia zewnętrzne mogą równocześnie oddziaływać na cały obiekt, w tym na rezerwowe (zapasowe) systemy bezpieczeństwa i systemy nie będące systemami bezpieczeństwa. Dodatkowo, mogą mieć miejsce niepowodzenia i przeszkody podczas interwencji człowieka. Dla lokalizacji w wielu miejscach sprawa bezpieczeństwa staje się problemem bardziej skomplikowanym i wymaga odpowiednich rozwiązań interfejsowych dotyczących wspólnego sprzętu lub usług, jak również wzięcia pod uwagę potencjalnego efektu domina.

Stanowisko 7: Celowa katastrofa samolotu komercyjnego

Przypadkowe awarie samolotów były brane pod uwagę przy projektowaniu reaktorów przez kilka dziesięcioleci. Jednakże, zgodnie z ustaloną częstotliwością awarii, tylko małe i/ lub wojskowe samoloty były na ogół brane pod uwagę. Po ataku 11 września 2001 r., rozważano konsekwencje takiej celowej katastrofy komercyjnego samolotu. Pomimo środków podjętych w celu zapobieżenia celowej katastrofie samolotu komercyjnego⁶, to wydarzenie powinno być wzięte pod uwagę przy projektowaniu nowych reaktorów. Wydarzenie to uważane jest przez WENRA za bardzo znaczący przykład oczekiwań dotyczących poprawy bezpieczeństwa interfejsu pomiędzy kwestiami bezpieczeństwa (*safety*)

⁶ innych niż projektowe

i ochrony fizycznej (*security*), jak podano w celu bezpieczeństwa O5.

WNIOSKI

Powyższe skrótowe omówienie stanowisk WENRA w kluczowych sprawach bezpieczeństwa nowych reaktorów pozwala P.T. Czytelnikom zorientować się we współczesnym podejściu do zapewnienia bezpieczeństwa elektrowni jądrowych, których budowę planuje się w najbliższym czasie (m.in. w Polsce) poprzez odpowiednie ich zaprojektowanie. Do bardziej szczegółowego omówienia treści poszczególnych '*WENRA position papers*' powrócimy w kolejnych numerach Biuletynu, po opublikowaniu wstępnie omówionego tu raportu.

(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*).

Określone w stanowiskach WENRA oczekiwania pod adresem projektu nowej elektrowni winny zostać szczegółowo przeanalizowane przez jej przyszłego Inwestora w celu zawarcia odpowiednich wymagań w specyfikacjach do przetargu na projekt i dostawę pierwszej EJ. Warto przy tym podkreślić, że najważniejsze z nich zostały już uwzględnione w polskich przepisach⁷.

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.

⁷ zob: Rozporządzenie Rady Ministrów z dnia 31 sierpnia 2012 r. w sprawie wymagań bezpieczeństwa jądrowego i ochrony radiologicznej, jakie ma uwzględniać projekt obiektu jądrowego (Dz. U. z 2012 r. poz. 1048)

Załącznik 1

Udoskonalona struktura poziomów obrony w głąb

Udoskonalona struktura poziomów obrony w głąb zaproponowana przez RHWG jest następująca:

Poziom obrony w głąb	Cel	Zasadnicze środki	Konsekwencje radiologiczne	Kategorie stanu elektrowni
Poziom1	Zapobieganie odchyleniom od normalnej eksploatacji i uszkodzeniom	Solidny projekt, wysoka jakość podczas budowy i eksploatacji, utrzymywanie parametrów obiektu w założonych limitach	Brak skutków radiologicznych poza elektrownią (limity dozoru jądrowego dla uwolnień)	Normalna eksploatacja
Poziom2	Kontrolowanie odchył i uwolnień	Systemy regulacji, ograniczania i wyłączania		Oczekiwane zdarzenia eksploatacyjne
Poziom3 ¹	3.a	Systemy ochrony reaktora, systemy bezpieczeństwa, procedury awaryjne	Brak skutków radiologicznych poza elektrownią lub tylko minimalne skutki ³	Oczekiwane pojedyncze zdarzenia inicjujące
	3.b	Dodatkowe cechy bezpieczeństwa ⁴ , procedury awaryjne		Oczekiwane wielokrotne uszkodzenia
Poziom4	Kontrolowanie awarii ze stopniem rdzenia celem ograniczenia uwolnień poza elektrownią	Uzupełniające cechy bezpieczeństwa ⁴ celem złagodzenia procesu topnienia rdzenia, zarządzanie awariami ze stopniem rdzenia (ciężkie awarie)	Skutki radiologiczne poza elektrownią mogą pociągać za sobą ograniczone środki ochronne na obszarze i w czasie	Oczekiwane awarie ze stopniem rdzenia (krótko- i długozyciowe)
Poziom5	Łagodzenie skutków radiologicznych znacznych uwolnień materiałów promieniotwórczych	Reagowanie na awarie poza elektrownią, poziomy interwencji	Skutki radiologiczne poza elektrownią pociągają za sobą środki ochronne ⁵	

¹ Choć nie jest sugerowany żaden nowy poziom bezpieczeństwa obrony w głąb, istnieje wyraźne rozróżnienie pomiędzy stosowanymi środkami i stanem elektrowni dla poziomów 3.a i 3.b zaznaczone linią. Postulowane wielokrotne uszkodzenia są uważane za część rozszerzenia warunków projektowych (DEC) w dokumencie MAEA SSR-2/1.

² Stany elektrowni rozpatrywane dla nowych EJ na poziomie 3 obrony w głąb są szersze niż dla istniejących, eksploatowanych reaktorów, ponieważ dotyczą awarii, które wcześniej były uważane za „pozaprojektowe” (poziom 3.b). Dla poziomu 3.b, metody analizy i warunki brzegowe, projekt i zasady oceny bezpieczeństwa mogą być rozwijane zgodnie z podejściem stopniowanym, opartym na analizach probabilistycznych. Metodologia najlepszego oszacowania i mniej rygorystyczne zasady, niż na poziomie 3.a mogą być zastosowane, jeżeli zostaną odpowiednio uzasadnione. Jednakże maksymalne dopuszczalne skutki radiologiczne dla wielokrotnych uszkodzeń (poziom 3.b) i dla postulowanego pojedynczego uszkodzenia (poziom 3.a) są ograniczane przez cel bezpieczeństwa O2.

³ Należy zwrócić uwagę, że tolerowane konsekwencje na poziomie 3.b różnią się od wymagań dotyczących rozszerzonych warunków projektowych w dokumencie MAEA SSR-2/1, który podaje wspólne wymagania dla DEC: „jest konieczne rozszerzenie warunków projektu, które mają ograniczone możliwości jeśli chodzi o powierzchnię i czas i które nie mogą być praktycznie wyeliminowane jedynie środkami ochronnymi”.

⁴ Zadania i zakres dodatkowych cech bezpieczeństwa na poziomie 3.b są takie, by kontrolować postulowane uszkodzenia o wspólnej przyczynie zgodnie z opisem w Stanowisku 3 „Uszkodzenia wielokrotne”. Przykładem na dodatkowe cechy bezpieczeństwa jest dodatkowe wyposażenie awaryjnego zasilania prądem przemiennym potrzebne w postulowanych awariach o wspólnej przyczynie głównych (jednorodnych) awaryjnych źródeł zasilania prądem zmiennym. Zadania i zakres dodatkowych cech bezpieczeństwa na poziomie 4 zostały opisane w Stanowisku 4 „Zabezpieczenia celem zminimalizowania możliwości stopienia rdzenia oraz jego skutków radiologicznych „. Na przykład dodatkową cechą bezpieczeństwa jest urządzenie niezbędne w celu zapobieżenia uszkodzeniu obudowy bezpieczeństwa wskutek spalania wodoru uwolnionego podczas awarii ze stopieniem rdzenia.

⁵ Poziom 5 jest wykorzystywany do celów planowania gotowości awaryjnej.

DETERMINISTYCZNE ANALIZY BEZPIECZEŃSTWA WYKORZYSTUJĄCE SYSTEMOWE KODY OBLICZENIOWE

*Marcin Dąbrowski, Paweł Domitr
Państwowa Agencja Atomistyki*

I. Wstęp

Zgodnie z ustawą Prawo atomowe inwestor przed wystąpieniem do Prezesa Państwowej Agencji Atomistyki z wnioskiem o wydanie zezwolenia na budowę obiektu jądrowego przeprowadza analizy bezpieczeństwa w zakresie bezpieczeństwa jądrowego, z uwzględnieniem czynnika technicznego oraz środowiskowego. Oznacza to, że dla każdego budowanego obiektu jądrowego wymagane jest przeprowadzenie przez inwestora analiz bezpieczeństwa – deterministycznych oraz probabilistycznych, oraz ich ocena przez dozór jądrowy. Podstawowym celem oceny bezpieczeństwa powinno być ustalenie czy odpowiedni poziom bezpieczeństwa obiektu został osiągnięty, oraz czy podstawowe kryteria oraz cele bezpieczeństwa zostały wypełnione w zgodzie z obowiązującymi standardami bezpieczeństwa[1]. Polskie standardy bezpieczeństwa są wyznaczane głównie poprzez zapisy:

- Ustawy Prawo atomowe z dnia 29 listopada 2000 r. z późniejszymi zmianami w brzmieniu od 1 stycznia 2012 r. (Dz. U. z 2012 r. poz. 264 i 908).
- Rozporządzenia Rady Ministrów z dnia 31 sierpnia 2012 r. w sprawie wymagań bezpieczeństwa jądrowego i ochrony radiologicznej, jakie ma uwzględniać projekt obiektu jądrowego. (Dz. U. z 2012 r. poz. 1048).
- Rozporządzenia Rady Ministrów z dnia 31 sierpnia 2012 r. 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. (Dz. U. z 2012 r. poz. 1043) (Rozporządzenie w sprawie analiz).

II. Cele i rodzaje analiz bezpieczeństwa

Podstawowym celem analiz wykonywanych przez inwestora (a w przyszłości jednostkę eksploatującą obiekt jądrowy) lub współpracującą z inwestorem jednostkę badawczą jest zademonstrowanie bezpieczeństwa projektu obiektu jądrowego. Wstępny raport bezpieczeństwa zawierający wyniki analiz jest przedstawiany do oceny i zatwierdzenia przez dozór jądrowy. W czasie tego procesu dozór jądrowy zazwyczaj wykonuje własne niezależne analizy sprawdzające i porównawcze.

Probabilistyczne analizy bezpieczeństwa polegają na obliczeniu prawdopodobieństwa wystąpienia określonych zdarzeń, a w szczególności prawdopodobieństwa degradacji rdzenia CDF¹ oraz znacznego uwolnienia do środowiska substancji promieniotwórczych LERF².

Deterministyczne analizy bezpieczeństwa polegają na zbadaniu stanów eksploatacyjnych pracy reaktora oraz stanów awaryjnych (Rys. 1) przy różnych poziomach mocy i wskazaniu skutków wystąpienia postulowanych zdarzeń inicjujących (PZI). Typowe kategorie PZI obejmują [2]:

- a. Zwiększenie lub zmniejszenie wymiany ciepła przez obieg pierwotny chłodzenia reaktora,
- b. Zwiększenie lub zmniejszenie przepływu w obiegu pierwotnym chłodzenia reaktora,
- c. Anomalie reaktywności oraz dystrybucji mocy,
- d. Zwiększenie lub zmniejszenie ilości chłodziwa w reaktorze,
- e. Uwolnienie substancji lub materiałów promieniotwórczych z podsystemu lub komponentu.

Wynikiem deterministycznej analizy wystą-

¹ CDF - Core Damage Frequency

² LERF - Large Early Release Frequency

pienia określonego przez PZI zjawiska fizycznego w elektrowni jądrowej jest demonstracja, że bariery bezpieczeństwa nie zostaną naruszone, systemy bezpieczeństwa spełnią swoją funkcję, a także inne kryteria akceptacji będą spełnione. W przypadku awarii projektowych oraz poważniejszych niż projektowe, kryteria akceptacji są zastrzeżone (tj. dopuszczalne prawdopodobieństwo wystąpienia sytuacji opisanej tymi kryteriami – niezwykle niskie). Dokładny opis kryteriów akceptacji w zależności od stanu obiektu jądrowego znajduje się w załączniku nr. 1 do Rozporządzenia w sprawie analiz.

Ze względu na złożoność zjawisk, zachodzących w reaktorze jądrowym podczas wszystkich możliwych zdarzeń oraz wymagań dokładności, przeprowadzenie wszystkich analiz przy użyciu jednego kodu obliczeniowego nie ma uzasadnienia. Dla analiz opartych na najlepszym szacowaniu norma bezpieczeństwa MAEA z serii wytycznych szczegółowych SSG2 – *Deterministic Safety Analysis for Nuclear Power Plants* [2] wprowadza podział kodów na następujące grupy w zależności od badanych zjawisk:

- systemowe kody ciepłno-przepływowe,
- kody fizyki rdzenia,
- kody specyficznych zjawisk albo komponentów,
- kody CFD³,
- kody sprzężone (łączone).

Kod wybrany do przeprowadzenia analizy bezpieczeństwa powinien spełniać następujące warunki:

- zapewniać możliwość symulacji zachowania obiektu jądrowego w odpowiedzi na wybrane PZI,
- zostać poddany procesowi weryfikacji i walidacji,
- być odpowiedni do wybranej metodologii.

³ CFD - *Computational Fluid Dynamics*

III. Opis kodów stosowanych w PAA

Podpisanie przez Prezesa PAA umowy z amerykańską komisją dozoru jądrowego US NRC⁴ w zakresie wymiany informacji technicznych, współpracy w badaniach nad bezpieczeństwem jądrowym oraz szkoleń, zapewniło PAA dostęp do amerykańskich kodów obliczeniowych, modelujących procesy ciepłno-przepływowe oraz inne zjawiska fizyczne zachodzące w różnych stanach eksploatacyjnych i awaryjnych elektrowni jądrowej, z ciężkimi awariami włącznie. Obecnie PAA dysponuje kodami:

- do analiz probabilistycznych - SAPHIRE,
- do analiz deterministycznych - kody do obliczeń ciepłno-przepływowych - RELAP i TRACE, do obliczeń awarii ciężkich MELCOR, do obliczeń neutronowych - PARCS oraz graficzny interfejs użytkownika - SNAP.

Dotychczas pracownicy Departamentu Bezpieczeństwa Jądrowego PAA przeprowadzali obliczenia, bądź brali udział w szkoleniach dotyczących kodów RELAP5 i TRACE oraz przy zastosowaniu graficznego interfejsu użytkownika - SNAP.

RELAP5 (*The Reactor Excursion and Leak Analysis Program*) jest kodem do analiz ciepłno-przepływowych opracowanym przez INEL (obecnie INL - *Idaho National Laboratory*) na potrzeby amerykańskiego dozoru jądrowego. Służy do obliczeń w reaktorach lekkowodnych PWR oraz BWR, dla analiz stanów awaryjnych takich jak utrata chłodziwa (SBLOCA)⁵, przewidywanych stanów przejściowych bez awaryjnego wyłączenia reaktora

⁴ Porozumienie pomiędzy Prezesem państwowej Agencji Atomistyki Rzeczypospolitej Polskiej a Komisją Dozoru Jądrowego Stanów Zjednoczonych Ameryki o wymianie informacji technicznej i współpracy w dziedzinie bezpieczeństwa jądrowego sporządzone w Wiedniu dnia 22 września 2010 roku

⁵ SBLOCA – Small Break Loss of Coolant Accident

Stany eksploatacyjne		Stany awaryjne	
Normalna eksploatacja	Przewidywane zdarzenia eksploatacyjne	Awarie projektowe	Rozszerzone warunki projektowe

Rys. 1. Stany obiektu jądrowego

(ATWS⁶) oraz zdarzeń eksploatacyjnych takich jak: utrata funkcji systemu wody zasilającej, utrata zewnętrznego zasilania, oraz wypadnięcie turbiny. Kod RELAP ma swoje początki w latach 60-tych, a pierwsza wersja kodu RELAP5 została stworzona w 1979 i od tego czasu wprowadzono dużą liczbę usprawnień i zmian w modelu obliczeniowym, doprowadzając kod do wersji RELAP5 mod3.3. Równocześnie z wprowadzaniem zmian w kodzie RELAP5 US NRC zaczęło opracowywać nowy kod obliczeniowy TRACE (*TRAC/RELAP Advanced Computational Engine*) wykorzystując doświadczenie z kodów RELAP, TRAC-P oraz TRAC-B (dwóch kodów systemowych przeznaczonych do obliczeń awaryjnych typu LBLOCA⁷). Obecnie US NRC rozwija - wprowadzając nowe wersje - już tylko kod TRACE, a kod RELAP5 jest jedynie utrzymywany ze względu na dużą popularność i doświadczenie wśród użytkowników kodów do analiz deterministycznych. INL rozwija natomiast swoją własną wersję kodu - RELAP5-3D, podczas gdy inni użytkownicy kodu RELAP rozwijają kod wprowadzając własne rozwiązania np. łącząc kod RELAP z kodem do awarii ciężkich - kod SCDAP/RELAP5 (firmy ISS) albo wprowadzając rozwiązania umożliwiające zastosowanie kodu w reaktorach IV generacji, przykładowo dla projektów stosowania ołowiu jako chłodziwa reaktora.

RELAP5 oraz TRACE są w wielu czynnikach podobnymi kodami stosowanymi do obliczeń dla przepływów dwufazowych. W obu kodach badany system (model reaktora lekkowodnego albo komponent reaktora, np. taki jak wytwor-nica pary) tworzy się poprzez proces tworzenia pliku wsadowego:

1. zaprojektowanie komponentów, zgodnie z ich geometrią, tj. określając dwa z trzech parametrów wymiarów (długość, średnicę, objętość), oraz ewentualnie średnicę hydrauliczną, czy nachylenie,
2. połączenie ze sobą wybranych komponentów,
3. założenie w nich pewnych warunków początkowych, np. temperatury i ciśnienia w rurze,

⁶ ATWS - *Anticipated Transient Without Scram*

⁷ LBLOCA - *Large Break Loss of Coolant Accident* - duże rozwarowanie obiegu chłodzenia reaktora, jedna z najczęściej rozpatrywanych i analizowanych awarii projektowych

4. dodanie warunków brzegowych kontrolujących symulację, np. zadziałania układu HPIS⁸ w zależności od ustalonego ciśnienia w rurociągach,
5. stworzenie struktur cieplnych modelujących wymianę ciepła w systemie, tj. aktywnych struktur modelujących m.in. elementy paliwowe albo grzałki w stabilizatorze ciśnienia oraz pasywnych struktur modelujących m.in. przewodzenie ciepła między rurociągami a pomieszczeniami reaktora,
6. wybranie modeli obliczeniowych i założeń, np. wybranie odpowiedniego modelu kinetyki rdzenia uwzględniającego temperaturowe współczynniki reaktywności,
7. stworzenie systemów kontrolnych oraz układów wyzwających (*ang. „trips”*).

Do komponentów, z których tworzy się system zalicza się m.in.: rury, zbiorniki, łączniki, pompy, akumulatory i zawory. W kodzie RELAP5 wszystkie komponenty są jednowymiarowe i możliwy jest przepływ tylko w jednym kierunku, natomiast w kodzie TRACE dla najważniejszych komponentów, takich jak zbiornik ciśnieniowy reaktora, zastosowano model trójwymiarowy, aby lepiej zamodelować zachodzące tam zjawiska.

Przed rozpoczęciem pracy nad tworzeniem pliku wsadowego niezbędne jest stworzenie tzw. nodalizacji, czyli szkicu projektowanego systemu. Na Rys. 2 zaprezentowano fragment pliku wsadowego (rurę składającą się z 20 komórek),

```

*
1500000 pipe pipe
1500001 20|
1500101 0.196 20
1500201 0.196 19
1500301 3.0 20
1500401 0.0 20
1500501 0.0 20
1500601 0.0 20
1500701 0.0 20
1500801 0.00005 0.0 20
1500901 0.0 0.0 19
1501001 0000000 20
1501101 0000000 19
1501201 3 5.0e+6 500.0 0. 0. 0. 20
1501300 1
1501301 0.0 0.0 0.0 19
*

```

Rys.2. Przykład pliku wsadowego w kodzie RELAP5 – rura składająca się z 20 komórek

⁸ HPIS - *High Pressure Injection System* - system bezpieczeństwa, włączany, gdy ciśnienie w obiegu pierwotnym spadnie do określonego poziomu

stworzonego na podstawie nodalizacji (Rys. 3a) prostego systemu składającego się dwóch zbiorników, dwóch pojedynczych łączników oraz rury. Dzielenie komponentów takich jak rury na komórki jest zalecane ze względu na zwiększenie dokładności odwzorowania zjawisk fizycznych. Na Rys. 3b zaprezentowano model systemu stworzony w programie SNAP.

SNAP (*S*ymbolic *N*uclear *A*nalysis *P*ackage) to zespół zintegrowanych aplikacji wspomagających proces przeprowadzania obliczeń z użyciem kodów obliczeniowych, a także analizy danych wyjściowych oraz wejściowych poprzez wizualizację całego badanego systemu. Pozwala on również sprawnie łączyć kody obliczeniowe takie jak RELAP/PARCS oraz TRACE/PARCS.

IV. Zastosowanie kodów w PAA

Pracownicy Wydziału Analiz Obiektów Jądrowych oraz Wydziału Kontroli Obiektów Jądrowych od grudnia 2010 roku do listopada 2012 roku uczestniczyli w cyklu szkoleń dotyczących zastosowania kodu RELAP5 w analizach bezpieczeństwa współorganizowanego przez NCBJ⁹ oraz MAEA. Początkowo uczestnicy szkolenia poznawali podstawowe elementy służące do modelowania systemu, takie jak rura, łącznik czy zawór, oraz uczyli się struktury kodu. Opanowanie podstawowych umiejętności pozwoliło na naukę tworzenia struktur cieplnych, a co za tym idzie, modelowania podstawowych podsyst-

⁹ Narodowe Centrum Badań Jądrowych

temów takich jak wytwornica pary, stabilizator ciśnienia, czy kanał paliwowy.

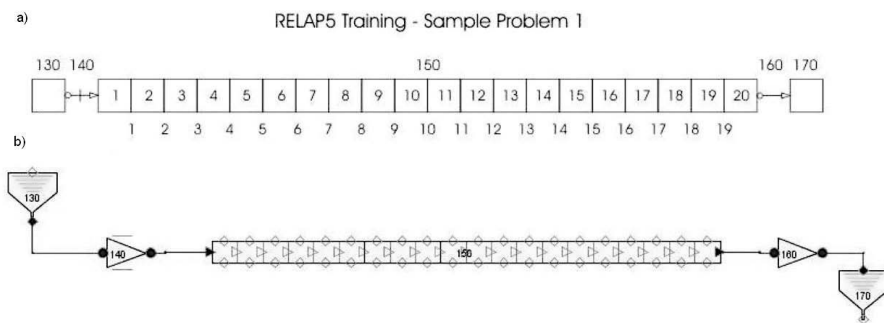
Kolejnym krokiem była analiza wyników awarii LBLOCA dla zapewnionego przez organizatorów pliku wsadowego ośrodka testowego BETHSY. Prowadzone były wówczas również ćwiczenia analityczne polegająca na tym, że eksperci udostępniali wyniki eksperymentu oraz symulacji, przeprowadzonej przy zastosowaniu modelu zawierającego błąd. Zadaniem uczestników było znalezienie błędu na podstawie dostępnych danych.

Kolejnym zadaniem długookresowym było stworzenie nodalizacji oraz pliku wsadowego ośrodka testowego LOFT na podstawie dostępnej dokumentacji. Obiekt LOFT zaprojektowany został w sposób umożliwiający przeprowadzenie analizy zachowania elementów oraz podsystemów typowego PWR w czasie eksperymentu LOCA. Główne elementy ośrodka LOFT, to reaktor o mocy 50 MW, obieg pierwotny, obieg symulujący rozerwanie rurociągu, systemy bezpieczeństwa oraz aparatura kontrolna i pomiarowa.

Pracownicy WAOJ¹⁰ oraz WKOJ¹¹ stworzyli szkic nodalizacji ośrodka LOFT i na tej podstawie opracowali w programie SNAP model całego obiektu, uwzględniając struktury cieplne, straty ciśnienia oraz implementację koniecznych systemów logicznych i kontrolnych. Pierwszą symulacją, którą należało przeprowadzić, była symulacja demonstrująca osiągnięcie tzw. stanu ustalonego, czyli uzyskanie wyników odpo-

¹⁰ Wydział Analiz Obiektów Jądrowych PAA

¹¹ Wydział Kontroli Obiektów Jądrowych PAA



Rys. 3. Nodalizacja (a) oraz model w programie SNAP (b) systemu składającego się ze zbiornika wejściowego (130), łącznika sterującego przepływem między komponentami (140), rury (150), pojedynczego łącznika (160) oraz zbiornika odbierającego wodę (170).

wiadających warunkom panującym w obiekcie podczas jego normalnej eksploatacji. Kolejnym krokiem było przeprowadzenie symulacji wystąpienia awarii typu LBLOCA.

Stworzony plik wsadowy/model, aby zostać uznany za poprawnie odwzorowujący zachodzące zjawisko, powinien zostać zakwalifikowany w następujący sposób:

1. Osiągnięcie i demonstracja stanu ustalonego. W tym kroku sprawdza się czy otrzymane w wyniku symulacji wartości wybranych parametrów (np. ciśnienie i temperatura w obiegu pierwotnym) znajdują się w zakresie niepewności wartości eksperymentalnych. Dodatkowo sprawdzana jest stabilność otrzymanych wyników oraz rozkład spadków ciśnienia w poszczególnych częściach obiegu pierwotnego;
2. Przeprowadzenie jakościowej analizy stanu nieustalonego. Składa się na nią jakościowa ocena otrzymanych rezultatów w odniesieniu do wyników eksperymentalnych, w tym wyników ważnych aspektów cieplno-przepływowych RTA¹², porównanie zgodności oraz czasu zajścia występującej w ekspe-

¹² RTA – *Relevant Thermal-hydraulic Aspects* – parametry charakteryzujące zjawiska zachodzące podczas określonego eksperymentu w danym obiekcie.

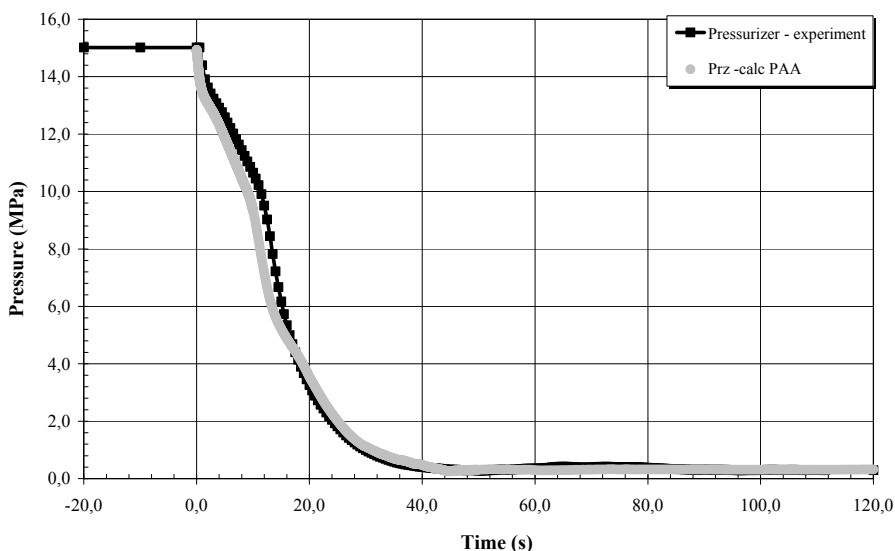
rymencie sekwencji zdarzeń. Przykładowe wykresy na których przedstawiono porównanie wyników kalkulacji oraz eksperymentu przedstawiono na Rys. 4 oraz Rys. 5;

3. Przeprowadzenie kwantytatywnej analizy stanu nieustalonego. W tym kroku sprawdzana jest dokładność wyniku. W ćwiczeniu LOFT, analiza ta wykorzystuje algorytm FFTBM¹³ opracowany przez Uniwersytet w Pizie.

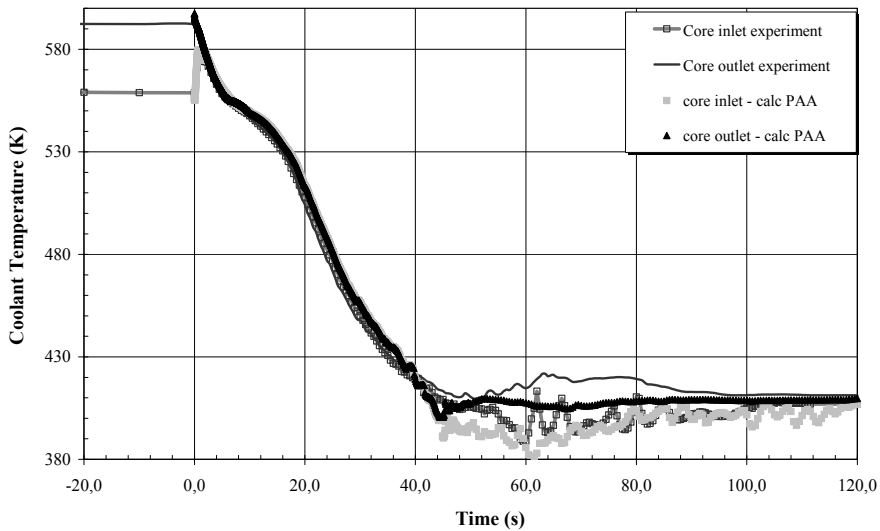
Zazwyczaj wykonywane są również porównania zgodności geometrii modelu i obiektu m.in. sprawdzenie objętości obiegu pierwotnego, porównanie przyrostu objętości w odniesieniu do wysokości, jednak w tym ćwiczeniu krok ten nie był wymagany.

Model stworzony przez pracowników PAA został zakwalifikowany w dwu pierwszych krokach. Z braku dostępnych narzędzi do przeprowadzenia analizy w kroku trzecim, nie została ona wykonana. Dodatkowo wykonane zostały analizy czułości (*ang. „sensitivity analysis”*) badając wpływ poszczególnych parametrów na uzyskiwane wyniki. Wyniki zostały zebrane w raport końcowy, zaprezentowany na ostatnim szkoleniu, które odbyło się w listopadzie 2012

¹³ FFTBM - *Fast Fourier Transform Based Method* - metoda badania dokładności oparta o szybką transformatę Fouriere'a



Rys. 4. Spadek ciśnienia w stabilizatorze ciśnienia w czasie awarii LOCA dla wyników eksperymentalnych (linia czarna) oraz symulacji przeprowadzonej z użyciem kodu RELAP5 (linia szara)



Rys. 5. Temperatura na wejściu oraz wyjściu rdzenia w czasie awarii LOCA dla wyników eksperymentalnych oraz symulacji przeprowadzonej z użyciem kodu RELAP5

roku. Stworzenie modelu, przeprowadzenie symulacji, zebranie wyników, przygotowanie raportu oraz omówienie rezultatów (w tym wskazanie błędów) z ekspertami z MAEA było doskonałym doświadczeniem dla pracowników PAA zaangażowanych w pracę nad projektem LOFT. Kolejne prace z wykorzystaniem kodu obliczeniowego RELAP5 będą obejmowały m.in. wprowadzenie poprawek do modelu LOFT, przeprowadzenie symulacji awarii LBLOCA dla modelu elektrowni jądrowej ZION (plik wsadowy przygotowany przez ekspertów z MAEA został przekazany na szkoleniu), a następnie przeprowadzenie skalowania modelu ZION w celu porównania wyników z rezultatami uzyskanymi dla obiektu LOFT, jak również dalsze prace nad tworzeniem modeli elementów reaktora badawczego MARIA.

V. Podsumowanie

Ze względu na złożoność zachodzących zjawisk w reaktorze jądrowym nie jest możliwe zademonstrowanie bezpieczeństwa obiektu jądrowego podczas badanych stanów bez wykorzystania do analiz zaawansowanych kodów obliczeniowych.

Analizy bezpieczeństwa obiektów jądrowych są wykonywane przy zastosowaniu kodów obliczeniowych, które muszą zostać poddane procesowi

weryfikacji i walidacji. Ten skomplikowany proces jest gwarantem, że stosowany kod w odpowiednim stopniu przewiduje zachodzące w Elektrowni Jądrowej zjawiska fizyczne. Należy jednak pamiętać, że kody obliczeniowe nie przeprowadzają analizy, lecz jedynie wykonują obliczenia. Analiza wyników jest zadaniem dobrze przygotowanego oraz wyszkolonego zespołu analityków i wraz z procesem tworzenia modelu, w zależności od złożoności systemu, może zająć kilka lat pracy. Dodatkowo złożoność procesów zachodzących w reaktorach jądrowych wymaga od analityka doskonałej znajomości zachodzących zjawisk cieplno-przepływowych oraz długoletniego treningu.

Notka o autorach:

Marcin Dąbrowski – absolwent Wydziału Mechanicznego Energetyki i Lotnictwa Politechniki Warszawskiej, zatrudniony jako specjalista w Wydziale Analiz Obiektów Jądrowych Departamentu Bezpieczeństwa Jądrowego PAA.

Paweł Domitr – absolwent Wydziału Elektroniki i Techniki Informatycznych Politechniki Warszawskiej, zatrudniony jako specjalista w Wydziale Kontroli Obiektów Jądrowych Departamentu Bezpieczeństwa Jądrowego PAA.

Literatura:

1. IAEA, *Safety Assessment for Facilities and Activities*, IAEA General Safety Requirements Part 4, IAEA Vienna 2009.
2. IAEA, *Deterministic Safety Analysis for Nuclear Power Plants*, IAEA Specific Safety Guide (No. SSG2), IAEA Vienna 2009.

PODEJŚCIE KONSERWATYWNE A METODA NAJLEPSZEGO SZACOWANIA W ANALIZACH I OCENIE BEZPIECZEŃSTWA OBIEKTÓW JĄDROWYCH

Dr inż. Ernest Staroń
Departament Bezpieczeństwa Jądrowego
Państwowa Agencja Atomistyki

I. Podejście konserwatywne

Podejście konserwatywne oznacza zazwyczaj, że każdy parametr przyjęty w analizie powinien przyjmować wartość niekorzystną z punktu widzenia efektów w stosunku do kryteriów akceptacji. Ujmując to kolokwialnie powinniśmy mieć przekonanie, że zawsze jesteśmy „po bezpiecznej stronie”. Koncepcja podejścia konserwatywnego została wprowadzona w celu zmniejszenia czynnika niepewności. Było to związane z ograniczonymi możliwościami modelowania, jak również niewystarczającą wiedzą na temat zjawisk fizycznych zachodzących w systemach elektrowni jądrowej.

Przyjmując konserwatywne założenia odnośnie warunków pracy elektrowni oraz modeli fizycznych zakłada się, że jeśli otrzymane wyniki znajdują się w granicy kryteriów akceptacji to wszelkie drobne odchylenia od ustalonych warunków nie spowodują zmian na tyle dużych, że przekroczone zostaną kryteria akceptacji.

Pewien niepokój budzą w tym podejściu nastawy uruchamiające systemy bezpieczeństwa oraz działanie systemu sterowania. W podejściu tym należałoby upewnić się, że działanie systemów bezpieczeństwa rzeczywiście jest konserwatywne.

Podobnie, warunki początkowe i brzegowe również powinny przyjmować takie wartości, że otrzymane wyniki powinny mieć charakter konserwatywny. Uznanie, że faktycznie wyniki mieszczą się w granicach kryteriów akceptacji i są konserwatywne wcale nie jest łatwe ani oczywiste. Okazuje się zatem, że podejście konserwatywne wcale nie jest idealne i ma wiele wad.

Istotnym elementem uwzględnianym w analizach jest kryterium pojedynczego uszkodzenia. Oznacza ono, że systemy bezpieczeństwa po-

winny funkcjonować zgodnie ze swoją funkcją nawet w sytuacji gdy nastąpi pojedyncze uszkodzenie. Należy przyjąć, że uszkodzenie może mieć miejsce w systemie lub komponencie, które w efekcie końcowym może mieć największy, negatywny wpływ na wielkość ważną z punktu widzenia bezpieczeństwa. Wszystkie niesprawności wynikające z pojedynczego uszkodzenia również powinny być brane pod uwagę. Oznacza to przykładowo, że jeśli awarii uległ zawór na linii doprowadzającej wodę w systemie awaryjnego chłodzenia, to należy brać pod uwagę skutki braku działania całego sytemu.

Następnym elementem, który powinno się uwzględnić, to stan eksploatacyjny reaktora. Inne skutki będą występować gdy reaktor pracuje na pełnej mocy, a inne gdy jest on wyłączony w związku z pracami remontowymi i część urządzeń jest odstawiona. Konserwatyzm wymusza sprawdzenie również innych sytuacji:

- Jakie będą skutki gdy nastąpi utrata zasilania zewnętrznego?
- Jaki wpływ może mieć brak urządzeń, które nie są kwalifikowane z punktu widzenia warunków awaryjnych?
- Jakie są skutki niesprawności w systemie sterowania?
- Czy istotne znaczenie może mieć opóźnienie w działaniu systemów awaryjnych?

Osobnym zagadnieniem jest działanie operatora. Może on podjąć działania zbyt wcześnie, a może zbyt późno, może również podjąć działania niewłaściwe. Wzorcowo, każdy przypadek powinien być zbadany, a wnioski ujęte w formie ustosunkowania się czy jest to działanie konserwatywne.

Na koniec, w podejściu konserwatywnym należy sobie zdawać sprawę z wpływu użyt-

kownika na modelowanie systemów. Jeśli to możliwe, ten efekt powinien być uwzględniony i ograniczony w ten sposób, że użytkownik powinien postępować zgodnie z dokumentacją kodu obliczeniowego.

II. Źródła niepewności

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

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

czynnika są bardzo różne w przestrzeni dolnej komory mieszania (ang. *lower plenum*).

5. W niektórych miejscach występują lokalne wiry, które nie są uwzględniane w równaniach zachowania energii i pędu. Są sytuacje gdy wiry mogą nawet decydować o zachowaniu się czynnika w układzie – przykładowo w sytuacji dwufazowej cyrkulacji naturalnej pomiędzy zimnymi i ciepłymi zestawami paliwowymi.
6. Zastosowane rozwiązywanie numeryczne musi z konieczności być przybliżone. Z kolei przybliżone rozwiązanie numeryczne jest rozwiązywane przy użyciu przybliżonych metod numerycznych. W konsekwencji dla danej komórki lub kroku czasowego musi być spełniona druga zasada termodynamiki.
7. W wielu przypadkach wykorzystywane są rozwiązania oparte o zależności empiryczne. Niestety, zależności takie mogą być obciążone błędem, mogą być zastosowane w zakresie dla którego są mało dokładne lub wprowadzone niedokładnie, gdyż wymagają przykładowo rozwiązania iteracyjnego.
8. Przyjmuje się, że wszelkie korelacje określone są dla stanu ustalonego i w pełni rozwiniętego przepływu, tymczasem taka sytuacja występuje dość rzadko.
9. Własności materiałowe określone są w przybliżeniu.
10. Istnieje efekt użytkownika. Różni użytkownicy posługując się tym samym kodem i mając do dyspozycji te same dane na ogół otrzymują różne wyniki. Jest to związane z przyjęciem innej nodalizacji, zaokrągleniem danych lub ich uzupełnianiem w różny sposób. Różni użytkownicy będą mieli różny poziom akceptacji stanu ustalonego.
11. Zauważalny jest wpływ kompilatora i rodzaju komputera na ostateczne wyniki. Sytuacja w tym względzie nie uległa zauważalnej zmianie w porównaniu do okresu sprzed kilkunastu lat.
12. Istnieje efekt nodalizacji. Opracowanie i przyjęcie odpowiedniej nodalizacji wiąże się z wiedzą ekspercką, jak również z przekonaniem o mocy komputerów.
13. Nieokreślone są warunki brzegowe i początkowe. W konsekwencji w wielu sytuacjach

użytkownik musi samodzielnie uzupełnić potrzebne informacje.

14. Mogą istnieć poważne braki w modelowaniu fizycznym, które nie są znane użytkownikowi. W rezultacie w otrzymanych przebiegach obliczeniowych mogą pojawić się niezrozumiałe, odległe od rzeczywistości zjawiska.

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

Na Rys. 1 zilustrowano dość typowy wpływ użytkownika. Dla tej samej instalacji doświadczalnej, tj. LOBI dla testu A2-77 użytkownicy mieli dowolność w wyborze kodu obliczeniowego. Rysunek przedstawia różnice w liczbie nodów modelują-

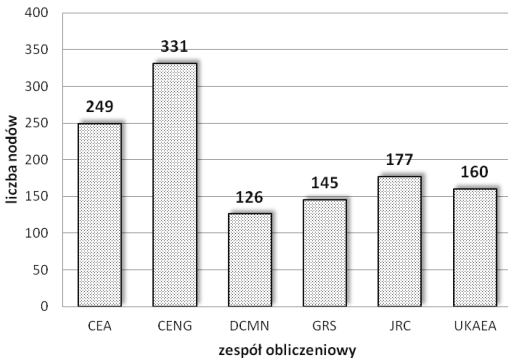
cych instalację przyjętych przez różne zespoły obliczeniowe. Należy zaznaczyć, że wszystkie zespoły były zespołami doświadczonymi.

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

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

III. Najlepsze szacowanie (BEPU)

Podejście konserwatywne dominowało w pierwszych dwudziestu latach istnienia energetyki jądowej z powodu braku doświadczeń i eksperymentów, które wyjaśniałyby dokładnie przebieg zjawisk istotnych z punktu widzenia bezpieczeństwa pracy elektrowni. Systematycznie postępujący wzrost wiedzy pozwolił na uwzględnienie w kodach obliczeniowych szerszego zakresu rozpatrywanych przypadków, połączonego z większą dokładnością przebiegu



Rys. 1.

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

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

zjawisk. Okazało się też, że podejście konserwatywne w niektórych sytuacjach zaciemniało obraz przebiegu zjawisk wpływających na bezpieczeństwo obiektu. Przykładowo, założenie wyższej mocy niż nominalna w rdzeniu w przypadku awarii małego rozszczelnienia obiegu pierwotnego w efekcie prowadzi do większej niż spodziewana ilości mieszaniny parowo-wodnej w rdzeniu. W dalszej konsekwencji może się okazać, że wyliczona temperatura koszulek paliwowych nie będzie wartością konserwatywną, bowiem przykładowo szybszy wzrost temperatury spowoduje szybsze uruchomienie systemów awaryjnych i szybsze wygaszenie awarii. Tymczasem późniejsze uruchomienie systemów awaryjnych (a sytuacja taka może być bliższa rzeczywistości) spowoduje rozpoczęcie procesów, które doprowadzą do groźniejszych skutków. Podejście konserwatywne zamazuje też nieco marginesy bezpieczeństwa, przez co traci się na elastyczności w podejściu do eksploatacji elektrowni.

W celu uniknięcia wielu słabości podejścia konserwatywnego wydaje się, że dobrym rozwiązaniem byłoby wykonanie obliczeń z użyciem kodów **najlepszego szacowania** (ang. „*best estimate*”). Następnie należałoby **dodać ocenę niepewności** (ang. „*plus uncertainty*”). Na koniec niezbędne jest porównanie wyników z kryteriami akceptacji. Podejście takie scharakteryzowane jest jako BEPU czyli „*Best Estimate Plus Uncertainty*”. Dostarcza ono bardziej realistycznego opisu zachowania reaktora i identyfikuje najbardziej istotne zagadnienia bezpieczeń-

stwa. Pozwala też na lepszą ocenę marginesów bezpieczeństwa gdy marginesy te nie są duże. Jeśli marginesy są jednak duże, to wówczas podejście konserwatywne może się okazać szybsze w analizie, gdyż nie wymaga oceny niepewności obliczeń.

W normie bezpieczeństwa MAEA SSG-2 (*Deterministic Safety Analysis for Nuclear Power Plants Specific Safety Guide Series No. SSG-2*) przedstawiona została tabela „Opcje związane z łączeniem kodów obliczeniowych i danych wejściowych”, która została przytoczona poniżej.

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

Metoda BEPU mieści się w opcji nr 3 przedstawionej tabeli. Zgodnie z nazwą metody, stosowane są kody najlepszego szacowania i nie ma tutaj miejsca na kody konserwatywne. Warunki początkowe i brzegowe powinny być zbliżone do warunków realistycznych. Jednocześnie powinny być zidentyfikowane niepewności tak, by móc

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

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

ocenić niepewność w otrzymanych wynikach. Metoda wymaga również oceny prawdopodobieństwa, że kryteria akceptacji nie zostaną przekroczone. Połączenie stosowania kodu najlepszego szacowania i realistycznych założeń powinny być oceniane statystycznie. Jeśli występują zależności pomiędzy wyliczonymi niepewnościami, powinny one zostać wyszczególnione. Ważną rzeczą w badaniach niepewności jest znalezienie efektów klifowych (ang. *cliff edge effect*), które polegają na tym, że niewielkie zmiany w wartościach parametrów pracy obiektu powodują znaczące, negatywne zmiany w stanie jego pracy. Oznacza to nagłą zmianę stanu obiektu wywołaną przez niewielką zmianę w wartościach danych wejściowych.

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

IV. Podsumowanie

Stosowane różne podejścia do analiz bezpie-

czeństwa – konserwatywne i BEPU pokazują, że żadne z nich nie jest idealne. Nadal niezbędne są liczne obliczenia dla różnych przypadków danych wejściowych i przyjętych założeń. Postęp w modelowaniu umożliwia jednak na odejście od stosowania wyłącznie podejścia konserwatywnego.

Notka o autorze:

Ernest Staroń – naczelnik Wydziału Analiz w Departamencie Bezpieczeństwa Jądrowego Państwowej Agencji Atomistyki.

Literatura

1. IAEA, *Deterministic Safety Analysis for Nuclear Power Plants*, IAEA Safety Standards Series No. SSG-2, IAEA, Vienna 2009
2. Materiały z warsztatów „Zaawansowane metody oceny bezpieczeństwa w tym ewaluacja najlepszego szacowania i niepewności (BEPU), kody CFD, kody zintegrowane i sprzężone”, 8-12 października 2012, Warszawa.

NOTATKI

NOTATKI

