

BEZPIECZEŃSTWO JĄDROWE I OCHRONA RADIOLOGICZNA

BIULETYN INFORMACYJNY PAŃSTWOWEJ AGENCJI ATOMISTYKI

Nr 4(94)/2013
Warszawa

SPIS TREŚCI

| | | |
|-----|---|----|
| I | WYWIAD REDAKCJI BIULETYNU Z PREZESEM PAŃSTWOWEJ AGENCJI ATOMISTYKI JANUSZEM WŁODARSKIM | 3 |
| II | STANOWISKA 6. I 7. WENRA WOBEC KLUCZOWYCH PROBLEMÓW BEZPIECZEŃSTWA NOWYCH ELEKTROWNI JĄDROWYCH (<i>Tadeusz Białkowski, Maciej Jurkowski</i>) | 11 |
| III | ANALIZA AWARII BLOKU NR 3 ELEKTROWNI FUKUSHIMA DAIICHI PRZY UŻYCIU PROGRAMU MELCOR (<i>Mateusz Włostowski, Ernest Staroń</i>) | 19 |
| IV | REALIZACJA POSTANOWIEŃ TRAKTATU O NIEROZPRZESTRZENIANIU BRONI JĄDROWEJ - WERYFIKACJA MATERIAŁÓW JĄDROWYCH (<i>Krzysztof Rzymkowski</i>) | 30 |
| V | ROZWÓJ PROBABLISTYCZNYCH ANALIZ BEZPIECZEŃSTWA (<i>Ernest Staroń</i>)..... | 44 |
| VI | NOWA DYREKTYWA KOMISJI EUROPEJSKIEJ (<i>Andrzej Merta</i>) | 46 |
| VII | ANKIETA | 47 |

Ostatni tegoroczny numer Biuletynu otwiera tekst wywiadu udzielonego przez pana Janusza Włodarskiego, prezesa Państwowej Agencji Atomistyki redaktorowi naczelnemu naszego kwartalnika, stanowiący swoiste podsumowanie ostatnich 3 lat funkcjonowania i rozwoju PAA pod rządami obecnego prezesa Agencji. Wywiad przybliży P.T. czytelnikom istotę wyzwań, z którymi przyszło zmierzyć się Prezesowi i kierowanej przez niego organizacji na drodze prowadzącej do jej przekształcenia w profesjonalny i efektywny dozór jądrowy zdolny do nadzoru i kontroli bezpieczeństwa elektrowni jądrowej w procesie licencjonowania kolejnych etapów jej powstawania.

Kolejna pozycja stanowi kontynuację omawiania przez panów T. Białkowskiego i M. Jurkowskiego dokumentów prezentujących tzw. stanowiska WENRA dotyczące wymaganych cech projektowych nowych, obecnie budowanych lub uruchomianych elektrowni jądrowych, których opisywanie rozpoczęliśmy w poprzednich numerach Biuletynu. Tu prezentowane są Stanowiska 6 i 7, dotyczące uwzględniania w projekcie EJ odpowiednio: zagrożeń zewnętrznzych spowodowanych skrajnymi zdarzeniami naturalnymi oraz - umyślnego uderzenia w EJ dużego, komercyjnego samolotu.

Artykuł panów E. Staronia i M. Włostowskiego jest natomiast kolejną z serii pozycją przybliżającą narzędzia obliczeniowe stosowane w analizach i ocenach bezpieczeństwa prowadzonych zarówno przez wnioskodawcę o uzyskanie zezwolenia, jak i urząd dozoru jądrowego, którego zadaniem jest zweryfikowanie prawdziwości takich ocen i analiz. W artykule zaprezentowano wyniki takiej uproszczonej, własnej weryfikacji, wykonanej w PAA w celach szkoleniowych przy pomocy kodu MELCOR, służącego do symulowania ciężkich awarii, a dotyczącej dokładniejszych, bardziej czasochłonnych obliczeń przebiegu awarii w EJ Fukushima-1 wykonanych przy pomocy tego samego kodu w Sandia National Laboratory¹ w USA oraz porównanie wyników uproszczonych (PAA) i dokładnych (SNL) z rzeczywistymi danymi z pomiarów udostępnionymi przez właściciela elektrowni – japoński koncern TEPCO.

Kolejną pozycją jest obszernie, kompleksowe omówienie przez pana K. Rzymkowskiego międzynarodowych instrumentów prawnych, rozwiązań organizacyjnych i technicznych oraz zasad funkcjonowania globalnego systemu zapewnienia ochrony fizycznej (security) i zabezpieczeń (safeguards) przed utratą i nielegalnym wykorzystaniem materiałów jądrowych do celów militarnych lub przestępczych (terrorystycznych).

Numer zamykają dwa doniesienia: pana Ernesta Staronia na temat warsztatów dotyczących probabilistycznych analiz bezpieczeństwa na poziomie 3 oraz pana Andrzeja Merty na temat zawartości nowej dyrektywy (tzw. „wodnej”) Komisji Europejskiej.

Życzymy państwu owocnej lektury.

Składamy również Państwu nasze najlepsze życzenia z okazji zbliżających się Świąt Bożego Narodzenia oraz Nowego Roku 2014.

Redakcja Biuletynu

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

¹ Narodowe laboratorium SNL stanowi zaplecze analityczno-obliczeniowe dla amerykańskiej Komisji Dozoru jądrowego US NRC.

Wywiad redakcji Biuletynu z Prezesem Państwowej Agencji Atomistyki Januszem Włodarskim



Uptywa ok. 3 lat od chwili objęcia przez Pana funkcji prezesa PAA. Jakie zmiany w działalności PAA nastąpiły w tym okresie?

Rzeczywiście, to już blisko 3-lata, jak objąłem urząd Prezesa PAA stawiając sobie za cel doprowadzenie do końca szeregu istotnych zmian, które częściowo zapoczątkowali moi P.T. poprzednicy, zmian zmierzających generalnie do dostosowania ram prawnych i infrastruktury Agencji do sprawnego wykonywania zadań dozoru jądrowego w odniesieniu do obiektów energetyki jądrowej. Wymagało to nie tylko kontynuacji naszego tradycyjnie już dużego zaangażowania w zmiany przepisów prawa atomowego – ustawy i jej rozporządzeń wykonawczych – wymuszane regularnie, co kilka lat wchodzeniem w życie kolejnych dyrektyw Unii Europejskiej i związanej z tym koniecznością ich

transpozycji do polskiego prawa. Ostatnio zrealizowana zmiana ram prawnych nie dotyczyła jedynie wąskiego ich wycinka (jak to miało miejsce w przypadku poprzednich dyrektyw UE dotyczących stosunkowo wąskich obszarów tematycznych), ale wymagała dostosowania całości naszych przepisów do potrzeb wynikających z decyzji rządu ze stycznia 2009 roku o przystąpieniu do przygotowania, a następnie wdrożenia programu polskiej energetyki jądrowej, co skutkowało koniecznością gruntownej rewizji ustawy Prawo atomowe, przeprowadzonej w latach 2009-2011. Działania te skutkowały uchwaleniem przez Sejm w maju 2011 roku obszernych zmian w tej ustawie. Jeszcze równoległe z pracami nad zmianami w ustawie biegły prace nad projektami kilkunastu zupełnie nowych rozporządzeń wykonawczych, które w liczbie 14 zostały wydane przez Radę Ministrów bądź właściwego Ministra w latach 2011-2013. Rozporządzenia te wprowadziły między innymi w życie szczegółowe wymagania techniczne i prawno-proceduralne dotyczące poszczególnych, kolejnych etapów powstawania i licencjonowania przez dozór obiektów jądrowych, w tym elektrowni jądrowych - od ich projektowania i lokalizowania, poprzez budowę, rozruch i eksploatację, po wyłączenie z eksploatacji i likwidację. Opracowanie ich wymagało uprzednich szeroko zakrojonych prac studialnych nad przepisami i wymaganiami stosowanymi w krajach o rozwiniętych programach jądrowych, a także uwzględnienia najnowszych trendów rozwoju tych wymagań w odniesieniu do obecnie budowanych elektrowni jądrowych, określanymi mianem reaktorów generacji III/III+, gdyż tylko na takie nowoczesne, bezpieczniejsze elektrownie

istnieje w Polsce, jak to pokazują badania opinii publicznej, przyzwolenie społeczne.

Nowym, poważnym wyzwaniem, związanym z przygotowaniem Agencji do zadań dozoru jądrowego w odniesieniu do obiektów energetyki jądrowej była i jest nadal konieczność powiększenia zasobów kadrowych, a więc stworzenia warunków intensywnej rekrutacji nowych pracowników, ich odpowiedniego przeszkolenia, a także powtórnych szkoleń istniejącej, starej kadry inspektorów do nowych zadań związanych z licencjonowaniem obiektów energetyki jądrowej. Trzeba przy tym podkreślić, że dotychczasowy zakres dozoru w odniesieniu do istniejących w Polsce obiektów i działalności ze źródłami promieniowania jonizującego, wymagających nadzoru i kontroli państwa, nie tylko się nie zmniejsza, ale nawet może wymagać w kolejnych latach rozszerzenia – np. w związku ze spodziewaną nieodległą koniecznością wdrożenia nowej dyrektywy UE dotyczącej tzw. BSS (*Basic Safety Standards*), czyli podstawowych norm ochrony zdrowia przed zagrożeniami promieniowaniem jonizującym. Wymagać to będzie nie tylko kolejnej rewizji prawa atomowego, ale także jeszcze większej niż dotychczas liczby wydawanych w skali rocznej autoryzacji działalności i prowadzącego ją personelu oraz prowadzonych przez dozór jądrowy inspekcji tych działalności i związanych z nimi obiektów. Sytuacja taka nie tylko nie pozwala sięgnąć do istniejącej kadry by je przekwalifikować do nowych zadań związanych z dozorem energetyki jądrowej, ale nawet wymaga zwiększenia kadry wykonującej dotychczasowe zadania w obszarze dozoru zastosowań promieniowania jonizującego, w tym m.in. coraz szerszej współpracy krajowej i międzynarodowej w tym obszarze.

Uświadczenie sobie przez nas tej sytuacji, m.in. w wyniku dokonanej jeszcze w latach 2009-2010 wewnętrznej samooceny doprowadziło do określenia potrzeb w zakresie rozwoju kadrowego – konieczny przyrost o ok. 40 etatów w latach 2011-2014. Możliwość taką stworzyło dopiero pod koniec 2011 r. wcześniejsze

wejście w życie nowelizacji ustawy Prawo atomowe. Do końca 2013 roku osiągniemy jednak łączny przyrost kadry o 37 nowych pracowników – w tym docelowo ok. 17 inspektorów dozoru jądrowego, 13 ekspertów analiz i ocen bezpieczeństwa i 7 prawników administratywistów. Liczby te odpowiadają wzrostowi potrzeb w zakresie inspekcji oraz analiz i ocen bezpieczeństwa obiektów w początkowych etapach ich powstawania, a także potrzeby odpowiedniego wzmocnienia obsługi prawnej procesu licencjonowania.

Samoocena wskazała także na potrzebę eliminacji zadań niezwiązanych bezpośrednio z dozorem – jak np. obsługa współpracy i opłacania składek do naukowych organizacji międzynarodowych – takich jak międzynarodowe instytuty badań jądrowych w CERN i ZIBJ w Dubnej, a także do organizacji układu o całkowitym zakazie prób z bronią jądrową CTBTO. Zadania te udało się przesławi PAA przekazać odpowiednim ministrom: Nauki i Szkolnictwa Wyższego oraz Spraw Zagranicznych w 2013 roku. Także dotowanie z budżetu za pośrednictwem PAA niektórych zadań związanych z bezpieczeństwem, wykonywanych przez niektóre instytuty naukowe przekazano bezpośrednio nadzorującemu te instytuty Ministrowi Gospodarki. W ostatnich latach rozszerzyła się znacznie współpraca międzynarodowa bilateralna i multilateralna w zakresie szczegółowych zagadnień dozorowych, absorbująca w coraz większym stopniu kadre kierowniczą poszczególnych departamentów Agencji, szczególnie tych realizujących zasadnicze funkcje dozoru, takie jak ustalanie wymagań i kryteriów bezpieczeństwa, wydawanie zezwoleń i uprawnień personalnych, inspekcje i egzekwowanie wymagań, analizy i oceny bezpieczeństwa, monitoring radiologiczny i reagowanie na zdarzenia radiacyjne, tj. departamentów: Bezpieczeństwa Jądrowego i Radiacyjnego, Nadzoru Zastosowań Promieniowania Jonizującego oraz Centrum ds. Zdarzeń Radiacyjnych.

Opisane zmiany zakresów i przypisania zadań poszczególnym departamentom wymusiły ko-

nieczność zmian strukturalnych w organizacji Agencji, które przeprowadziliśmy w listopadzie 2011 roku. Znacznie wzmocniliśmy kadrowo departament Bezpieczeństwa Jądrowego tworząc w nim nowe wydziały – ds. analiz i ocen bezpieczeństwa, ds. technologii jądrowych oraz ds. odpadów promieniotwórczych, przenosząc jednocześnie centralny rejestr dawek do nowo utworzonego w miejsce departamentu Zastosowań Promieniowania – departamentu Ochrony Radiologicznej, który przejął z DBJ wszelkie zagadnienia związane z ochroną radiologiczną, w tym Centralny Rejestr Dawek oraz współpracę międzynarodową w zakresie ochrony radiologicznej, a ponadto - obsługę nadawania uprawnień personalnych ze zlikwidowanego departamentu Nauki, Szkolenia i Informacji Społecznej. Zadania informacyjnej społecznej powierzono nowo utworzonemu Gabinetowi Prezesa, który przejął także wszelkie sprawy obsługi kontaktów krajowych i zagranicznych PAA z partnerami zewnętrznymi, przy założeniu merytorycznej koordynacji i realizacji tej współpracy przez poszczególne departamenty, na które nałożono także obowiązki związane z oceną potrzeb kadrowych oraz planowaniem i zapewnieniem rozwoju zawodowego swoich pracowników. W związku z utworzeniem Gabinetu Prezesa i wspomnianym wyżej zmniejszeniem się dotychczasowego zakresu współpracy międzynarodowej z instytucjami naukowo-badawczymi oraz CTBTO zlikwidowany został departament Współpracy Zagranicznej i Integracji Europejskiej, a departamentowi Ochrony Radiologicznej powierzono m.in. rozwijanie kontaktów międzynarodowych w swoim zakresie działania.

Zarówno ten departament, jak i pozostałe uczestniczyły intensywnie w przygotowaniach oraz samej misji przeglądu PAA jako organizacji dozoru przez ekspertów Międzynarodowej Agencji Energii Atomowej - tzw. misji IRRS, która gościła w Polsce w kwietniu 2013 r., w celu sprawdzenia w jakim stopniu wymagania prawne, procedury i praktyki postępowania PAA w wykonywaniu zadań dozoru jądrowego odpo-

wiadają wymaganiom i wskazaniom norm bezpieczeństwa MAEA. Misja generalnie pozytywnie oceniła sposób działania PAA jako dozoru jądrowego oraz stan przygotowań do wykonywania zadań dozoru w odniesieniu do obiektów energetyki jądrowej. Przygotowania PAA do pełnienia takiej roli zostały również ostatnio pozytywnie ocenione przez Najwyższą Izbę Kontroli w raporcie pokontrolnym, przedstawionym przez prezesa NIK między innymi Komisji Nadzoru Państwowego Sejmu RP.

Jakie zadania związane z realizacją programu PEJ stają przed Agencją w najbliższym czasie?

Odpowiadając na poprzednie pytanie wspominałem o zmianach organizacyjnych, jakie nastąpiły w ostatnim czasie w PAA oraz o naszych dokonaniach legislacyjnych. Zarówno zmiany organizacyjne, jak i prace legislacyjne nie służyły tylko samym sobie, ale były elementem realizacji w Polsce programu Polskiej Energetyki Jądrowej. Należy mieć jednak świadomość, iż najistotniejsze działania w ramach realizacji PEJ dopiero przed nami: będą to działania regulacyjne i nadzorcze. Dotychczasowe prace, jak i trwający obecnie proces rekrutacji i szkolenia pracowników służą przygotowaniu gruntu do prawidłowego i terminowego wykonywania przez Agencję tych najważniejszych zadań. W ramach działań regulacyjnych w pierwszej kolejności musimy być przygotowani do wydania wyprzedzającej opinii o planowanej lokalizacji elektrowni jądrowej, ogólnej opinii o planowanych rozwiązaniach organizacyjno – technicznych przyszłej elektrowni oraz do zaopiniowania decyzji o środowiskowych uwarunkowaniach inwestycji dla planowanej elektrowni jądrowej. W nieco dalszej kolejności, ale niezbyt odległej, musimy być kompetentni do rozpatrzenia wniosku o wydanie zezwolenia na budowę elektrowni jądrowej. Działania nadzorcze obejmą w pierwszym etapie nadzór nad procesem budowy elektrowni jądrowej.

Czy obecne usytuowanie Prezesa w administracji państwowej oraz sposób finansowania działalności PAA pozwala na właściwą realizację stawianych przed PAA zadań?

Prezes Państwowej Agencji Atomistyki od 12 lat jest nadzorowany przez Ministra Środowiska. Patrząc na bilans tych lat trzeba powiedzieć, że jest on jednoznacznie dodatni. Przez ten czas Państwowa Agencja Atomistyki wykonała ogromną pracę związaną najpierw z dostosowaniem prawa polskiego i pracy Agencji do potrzeb związanych z przystąpieniem Polski do Unii Europejskiej, następnie z budową własnej sieci monitoringu radiacyjnego kraju, a w końcu z przygotowaniem krajowych ram prawnych i urzędu do potrzeb związanych z realizacją programu Polskiej Energetyki Jądrowej. Przez ten czas działalność Prezesa Agencji spotykała się raz z większym, raz z mniejszym zainteresowaniem organu nadzorującego, ale należy podkreślić, że nigdy Minister Środowiska nie próbował wywierać nacisków na Prezesa Agencji i zawsze szanował niezależność organów dozoru jądrowego wymaganą przez konwencje międzynarodowe i dyrektywy Unii Europejskiej. Co więcej, szereg działań PAA, czy to legislacyjnych, czy organizacyjnych spotykało się z aktywnym wsparciem Ministra Środowiska. W pełni uprawniona jest więc teza, iż swój udział w sukcesach PAA przez ostatnie 12 lat miał też Minister Środowiska. Biorąc powyższe pod uwagę, a także zauważając skalę działalności z narażeniem na promieniowanie, jaka prowadzona jest w kraju i nadzorowana przez Prezesa Agencji, obecne usytuowanie Prezesa PAA w strukturach administracji państwowej wydaje się być optymalne.

W Państwowej Agencji Atomistyki przygotowując w 2009 r. koncepcję zmian organizacyjnych mających na celu dostosowanie urzędu do potrzeb związanych z nadzorem nad obiektami energetyki jądrowej dokonano analizy, jak zmiana pozycji ustrojowej Prezesa PAA lub jego usytuowania w strukturach administracji państwowej wpłynęłaby na realizację podstawowych funkcji regulacyjnych i nadzorczych. Po rozważeniu różnych możliwości doszliśmy

do wniosku, że wariant obecny jest najlepszy. W trakcie misji przeglądowej IRRS, jaka miała miejsce w tym roku z pewnym zdziwieniem uczestnicy misji przyjęli fakt, iż Prezes PAA nie może wydawać powszechnie obowiązujących przepisów prawa, co nie do końca jest zgodne z zaleceniami Międzynarodowej Agencji Energii Atomowej odnośnie do zasad organizacji i kompetencji krajowych organów dozoru jądrowego. To jest właściwie jedyny minus, jaki przychodzi mi do głowy związany z obecną pozycją ustrojową Prezesa PAA, ale z drugiej strony w takiej samej sytuacji prawnej są organy dozoru jądrowego Finlandii i Norwegii i nie przeszkadza im to w efektywnym wykonywaniu funkcji regulacyjnych i nadzorczych. Nie przeszkadza i nam, także dzięki przychylnemu podejściu Ministra Środowiska do proponowanych przez nas projektów aktów prawnych i życzliwemu przedstawianiu ich pod rozagę Rady Ministrów.

Istniejący sposób finansowania PAA jest pochodną obecnej pozycji ustrojowej Prezesa PAA. Istotne jest to, że PAA jest dysponentem odrębnej części budżetowej i sama może planować swojej wydatki, oczywiście w ramach limitów określonych przez Ministra Finansów. W przyszłości wraz z rozwojem w Polsce energetyki jądrowej można zastanowić się nad zmianami zasad finansowania dozoru jądrowego. W krajach z rozwiniętą energetyką jądrową powszechnie przyjęte jest, iż jednostki eksploatujące obiekty energetyki jądrowej partycypują w kosztach utrzymania dozoru jądrowego. W naszej części Europy ciekawe rozwiązanie przyjęto na Słowacji, gdzie dozór jądrowy jest częściowo finansowany przez jednostki organizacyjne wykonujące działalność związaną z narażeniem na promieniowanie. Jednostki te raz w roku wplacają zryczałtowaną opłatę, zależną od rodzaju prowadzonej działalności za nadzór nad ich działalnością.

Jaki według Pana może być zakres gwarancji państwowych ograniczający ryzyko związane z realizacją programu PEJ?

W przypadku tak postawionego pytania, nie

wiem czy chodzi o ryzyko biznesowe i związane z tym zyski lub straty, czy też chodzi o trwałość i niezmiennosc podjętych decyzji.

W pierwszej kwestii trudno jest mi się wypowiadać, bo nie jest to dziedzina, w której jestem ekspertem. Mogę jedynie stwierdzić, opierając się na przykładach innych państw rozwijających energetykę jądrową, że wsparcie rządu jest istotne, szczególnie w takich sprawach, jak gwarancje kredytowe. Energetyka jądrowa to biznes kapitałochłonny i długotrwały, co oczywiście zwiększa ryzyko uzyskania założonych zysków, z drugiej zaś strony nie znam przypadków strat poniesionych przez firmy eksploatujące elektrownie jądrowe. Odnośnie strat, to może trzeba poczekać i obserwować przypadek Niemiec...

I tu, rozpatrując różne ryzyka, należy podkreślić to, co w przypadku energetyki jądrowej jest kluczowe – raz podjęta decyzja o realizacji programu jądrowego nie powinna ulegać zmianom nawet w przypadku przejęcia władzy przez partię opozycyjną. Z mojego punktu widzenia, gwarancje państwowe postrzegam jako istotne w odniesieniu do utrzymania silnego i kompetentnego urzędu dozоровego, bez którego osiągnięcie przekonania o bezpieczeństwie wybudowanego obiektu jądrowego nie wydaje się być możliwe.

Reasumując, pragnę podkreślić, że polski dozór jądrowy nie ma przeszkód w kontynuowaniu budowy swoich kompetencji niezbędnych do właściwego nadzorowania obiektów jądrowych.

Jak kształtuje się współpraca w zakresie wykonywania zadań dozоровych Agencji z innymi organizacjami naukowo-badawczymi oraz z organizacją wsparcia technicznego?

Jest faktem, że PAA jako dozór jądrowy wymaga wsparcia technicznego. Już teraz, będąc na wczesnym etapie przygotowania programu jądrowego, mogę powiedzieć, że PAA potrzebuje wsparcia podmiotów zewnętrznych w dziedzinach takich, jak:

- geologia, geofizyka i hydrologia,
- chemia i radiochemia,
- fizyka reaktorowa,
- inżynieria reaktorowa.

Nasze podejście do kwestii konsultantów, czy to fizycznych, czy to instytucjonalnych, jest takie, że chcemy być „inteligentnym klientem”; to znaczy mieć tak przygotowanych pracowników, żeby umieć postawić każdy szczegółowy problem, odpowiednio go zdefiniować, a następnie potrafić odebrać, wykonaną przez zewnętrznych specjalistów pracę, umieć wskazać w niej ewentualne uchybienia i móc wyegzekwować konieczne uzupełnienia. Oczywiście z niektórymi problemami technicznymi, nawet bardzo specjalistycznymi będziemy w stanie poradzić sobie we własnym zakresie. Przedstawione działania opierać się będą na kontraktach. Agencja zawarła już szereg umów ramowych określających dziedziny współpracy. Zawarto umowy m.in. z:

- Instytutem Geofizyki PAN;
- Instytutem Chemii i Techniki Jądrowej;
- Centralnym Laboratorium Ochrony Radiologicznej;
- Centrum Doskonałości MANHAZ.

W przygotowaniu jest umowa z Instytutem Fizyki Jądrowej w Krakowie. Umowy ramowe lub inaczej mówiąc intencyjne przewidują, że w każdym konkretnym przypadku zawarty zostanie kontrakt szczegółowy, określający precyzyjnie, co, kiedy i za ile będzie wykonane. Taki sposób podejścia do kwestii wsparcia technicznego wymusiła opieszałość w ustanowieniu i określeniu sposobów finansowania organizacji (jednej lub kilku) wsparcia technicznego, w tym także rozwiązania problemu stosowania ustawy Prawo zamówień publicznych. Nie jestem w stanie sprecyzować, czyja to opieszałość, ale z pewnością nie naszej Agencji.

Kontynuując sprawę współpracy PAA z instytucjami specjalistycznymi należy podkreślić, że ustawa Prawo atomowe reguluje już kilka zagadnień. Otóż w sprawach – pozwoli Pan Redak-

tor, że wesprę się ustawą - takich jak: *kontrola prowadzona w elektrowni jądrowej(EJ); ocena wniosku o wydanie zezwolenia na wykonywanie działalności polegającej na budowie, rozruchu, eksploatacji lub likwidacji elektrowni jądrowej; wydanie wyprzedzającej opinii dotyczącej planowanej lokalizacji obiektu jądrowego oraz wydanie ogólnej opinii dotyczącej planowanych rozwiązań organizacyjno – technicznych przyszłej działalności (polegającej na budowie, rozruchu, eksploatacji lub likwidacji obiektu jądrowego); kontrola wykonawców i dostawców systemów oraz elementów konstrukcji i wyposażenia EJ, a także wykonawców prac prowadzonych przy budowie, wyposażeniu, rozruchu, eksploatacji i likwidacji EJ* , PAA może korzystać wyłącznie z laboratoriów i organizacji eksperckich autoryzowanych przez Prezesa PAA.

Ustawa podaje też następujące warunki uzyskania autoryzacji laboratoriów i organizacji eksperckich:

- nie są projektantami, wytwórcami, dostawcami, instalatorami lub przedstawicielami podmiotów zaangażowanych w projektowanie, budowę lub eksploatację elektrowni jądrowej,
- mają do dyspozycji niezbędny personel i odpowiednie wyposażenie umożliwiające właściwe przeprowadzenie zadań technicznych,
- pracownicy posiadają niezbędną wiedzę i doświadczenie,
- gwarantują bezstronność działań.

Dotychczas jeszcze żadna instytucja nie wystąpiła z wnioskiem o autoryzację.

Reasumując ten fragment naszej rozmowy, chciałbym powiedzieć, że niepokoją mnie niejasności związane z tworzeniem w naszym kraju organizacji wsparcia technicznego – to znaczy takiej instytucji, która w bardzo specjalistycznych obszarach mogłaby wykonywać analizy lub ekspertyzy dla dozoru jądrowego, związane z procesem licencjonowania elektrowni jądrowej. Wspomniane niejasności dotyczą zasad finansowania takiej instytucji i jej trybu współpracy z Agencją.

Jakie doświadczenie pracy dozorów zagranicznych wykorzystałby Pan w pracy polskiego dozoru jądrowego?

Odpowiedź na to pytanie łączy się z odpowiedzią na pytanie dotyczące naszych najbliższych zadań. Przede wszystkim chciałbym skorzystać z doświadczeń związanych z wykonywaniem ocen bezpieczeństwa we wczesnych etapach powstawania obiektu jądrowego. Istotne jest także rozwijanie kultury bezpieczeństwa, metody jej podnoszenia, a nawet mierzenia. Zagadnienia zintegrowanego systemu zarządzania są dla nas interesujące w dwóch aspektach: wymagań stawianych takiemu systemowi i jego kontrolowanie w organizacji inwestora oraz wdrożenie zintegrowanego systemu w naszej organizacji dozorowej. Na powyższe zagadnienia zwróciła nam uwagę misja IRRS i z tymi zagadnieniami łączymy najbliższe szkolenia zarówno naszych specjalistów, jak i kadry zarządzającej.

Jak wygląda sprawa zatrudniania w PAA a następnie szkoleń specjalistów w dziedzinie bezpieczeństwa jądrowego i ochrony radiologicznej?

Wspomniałem już, że zmiany w ustawie Prawo atomowe dokonane w 2011 r. otworzyły możliwość uzyskania odpowiednich środków finansowych, a idące w ślad za nimi decyzje rządowe i parlamentarne spowodowały przyznanie naszej Agencji potrzebnych etatów. Proces rekrutacji nowych pracowników, rozpoczęty od momentu, gdy tylko stało się to możliwe, tj. od listopada 2011 roku, zaowocował przyjęciem do końca 2013 roku 37 nowych pracowników, nie wliczając przyjętych w procesie naturalnej wymiany pokoleniowej w ramach poprzednio posiadanych etatów. Wspomniałem także, odpowiadając na jedno z poprzednich pytań, że w 2011 roku dokonaliśmy znaczącej restrukturyzacji Agencji, tworząc Gabinet Prezesa z zadaniem usprawnienia koordynacji kontaktów zewnętrznych Agencji i tworzenia nowej jakości w zakresie naszego wizerunku, jako urzędu do-

zoru jądrowego oraz zapewnienia transparentności i przejrzystości wykonywanych przez nas zadań i podejmowanych decyzji dozorowych. Równocześnie obarczyliśmy nowymi zadaniami departamenty Bezpieczeństwa Jądrowego (DBJ), Ochrony Radiologicznej (DOR) i Centrum ds. Zdarzeń Radiacyjnych CEZAR, realizujące zasadnicze funkcje dozоровe, które warto jeszcze raz przypomnieć: ustalanie wymagań i kryteriów bezpieczeństwa dla dozorowanych obiektów i działalności, przygotowywanie zezwoleń i uprawnień personalnych, prowadzenie kontroli i egzekwowanie spełnienia wymagań bezpieczeństwa, wykonywanie analiz i ocen bezpieczeństwa obiektów i działalności, ocen bezpieczeństwa radiacyjnego kraju na podstawie monitoringu radiologicznego i ocen narażenia w warunkach normalnych i awaryjnych oraz reagowanie na zdarzenia radiacyjne.

Nowo przyjęci pracownicy zasilili głównie DBJ, w którym utworzono nowe wydziały, ale także DOR, CEZAR i departament prawny (DP), a więc departamenty na których spoczywa główny ciężar wykonywania wymienionych podstawowych funkcji dozorowych, ciągle niby takich samych, ale teraz już o znacząco rozszerzonym zakresie, bo obejmującym dozór obiektów energetyki jądrowej i obiektów składowania odpadów promieniotwórczych - i to nie tylko w odniesieniu do ich eksploatacji czy modernizacji (jak to miało dotąd miejsce w odniesieniu do istniejących obiektów - reaktorów badawczych czy składowiska odpadów promieniotwórczych), ale na wszystkich etapach powstawania obiektu począwszy od jego projektu i lokalizacji.

Dotychczasowa działalność w zakresie ocen bezpieczeństwa, przygotowania zezwoleń oraz inspekcji opierała się na inspektorach dozoru jądrowego wdrażanych do wykonywania swoich zadań poprzez praktykę na stanowisku pracy pod opieką doświadczonego inspektora - mentora, obejmującą m.in. udział w co najmniej kilku inspekcjach w charakterze obserwatora, a także na drodze samokształcenia oraz praktyk kandydata na inspektora dozoru jądrowe-

go (dj) w dozorowanych jednostkach. Dokonywało się to w ramach indywidualnego programu szkolenia, ustalonego przez Głównego Inspektora z uwzględnieniem przyszłego zakresu obowiązków szkolonego i stwierdzonych braków w jego przygotowaniu. Po zdaniu egzaminu inspektorskiego przed komisją Prezesa PAA i nadaniu uprawnień, dalszy rozwój zawodowy inspektorów dozoru opierał się na gromadzeniu doświadczeń w toku wykonywania zadań na swoim stanowisku pracy oraz udziału w spotkaniach, warsztatach, konferencjach czy wizytach technicznych organizowanych w ramach współpracy z MAEA, rzadziej - w ramach współpracy bilateralnej z organizacjami dozorowymi za granicą. Potrzeba szkolenia nowych inspektorów dj wynikała jedynie z naturalnych procesów starzenia się kadry i wymiany pokoleniowej, a liczba szkolonych kandydatów nie przekraczała zwykle jednego do dwóch w ciągu 2-3 lat.

Przyjęcie w krótkim czasie 2-3 lat ok. 40 nowych pracowników wymagało zasadniczej zmiany w procesie organizacji ich szkolenia, uwzględniającej nowy, znacznie rozszerzony zakres niezbędnych szkoleń, oczywiście z wykorzystaniem wszelkich dobrych praktyk w podejściu do przygotowania inspektorów dozoru jądrowego popartych latami doświadczeń.

Po pierwsze, niezbędne było przeszkolenie zarówno istniejącej, jak i nowej kadry w zagadnieniach technologii oraz dozoru obiektów energetyki jądrowej. Zorganizowaliśmy w ostatnich 4 latach trzy kursy wewnętrzne w PAA w zakresie zagadnień inżynierii i bezpieczeństwa reaktorów, prowadzone przez wybitnego specjalistę w tej dziedzinie, dla wytypowanych grup inspektorów dj i innych pracowników PAA, w tym nowo przyjmowanych, posiadających niezbędne podstawy merytoryczne. Zwiększyliśmy także wykorzystanie zagranicznych ofert szkoleniowych, m.in. w ramach tzw. narodowego, dwuletniego programu pomocy technicznej MAEA dla Polski (POL 9-021) na lata 2012-2013 ostatnio rozszerzonego na kolejne 2 lata (2014-2015), obejmującego organizację w Polsce

przez zespoły zagranicznych ekspertów wytypowanych przez MAEA szeregu warsztatów, seminariów, misji przeglądowych, kursów szkoleniowych, a także wizyty techniczne i staże specjalistów PAA w zagranicznych organizacjach dozoru jądrowego. Rozszerzyliśmy możliwości szkoleń w ramach współpracy bilateralnej z wiodącymi zagranicznymi organizacjami dozoru jądrowego, zawierając odpowiednie umowy międzynarodowe – z amerykańską Komisją Dozoru Jądrowego –US NRC (w 2010 r.) i z francuska Agencją Bezpieczeństwa Jądrowego –ASN (w 2012 r.). W ramach tych porozumień zawarto szeregowe umowy pozwalające na udział polskich ekspertów z PAA i instytucji współpracujących z PAA w programach rozwoju i szkoleniach w zakresie stosowania kodów obliczeniowych do prowadzenia analiz zjawisk ciepło-przepływowych w obiektach energetyki jądrowej w różnych stanach eksploatacyjnych i w warunkach awaryjnych, w tym w warunkach ciężkich awarii i rozprzestrzeniania się produktów rozszczepienia w obudowie bezpieczeństwa i poza nią, a także - prowadzenia odpowiednich analiz probabilistycznych (PSA) w utworzonych w tym celu zespołach w kraju oraz w ośrodkach zagranicznych. Po przystąpieniu w 2010 r. do Agencji Energii Jądrowej NEA-OECD w Paryżu zwiększyliśmy naszą aktywność w gremiach roboczych tej organizacji, w szczególności grupach roboczych komitetów dozoru jądrowego CNRA i bezpieczeństwa obiektów jądrowych CSNI, w szczególności zajmujących się projektami gromadzenia i wymiany doświadczeń z projektowania, lokalizacji i budowy nowych reaktorów. Równocześnie przystąpiliśmy do opracowania kompleksowego systemu rekrutacji i szkoleń kadry pracowniczej PAA w oparciu o analizę wytycznych na ten temat, zawartych w dokumentach technicznych MAEA, oraz rozwiązań przyjętych w tym zakresie w innych krajach.

W 2013 roku utworzyliśmy w PAA w ramach biura Dyrektora Generalnego dedykowaną komórkę odpowiedzialną za przygotowanie i wdrożenie takiego systemu w oparciu o gruntowną

analizę zadań realizowanych przez poszczególne komórki organizacyjne na poszczególnych stanowiskach pracy. System zakłada, zgodnie z praktyką od lat stosowaną w PAA w odniesieniu do inspektorów dozoru jądrowego, zindywidualizowany program szkoleń każdego pracownika w oparciu o luki kompetencyjne zidentyfikowane przez bezpośredniego przełożonego, oparty na tzw. "modelu oksfordzkim 70/20/10" zakładającym, że 70% wiedzy, umiejętności oraz właściwą postawę szkolony uzyskuje w trybie szkolenia poprzez wykonywanie konkretnych zadań praktycznych na stanowisku pracy - tzw. „*on-the job training*”, 20% - poprzez samokształcenie we współpracy z doświadczonym ekspertem – mentorem, a 10 % w wyniku zorganizowanych szkoleń. Najważniejsze jest zatem, by nasi pracownicy uczyli się z doświadczenia innych. Istotne jest zdobycie kompetencji w odniesieniu do konkretnych dozorowanych obiektów i działalności – w przypadku elektrowni jądrowej, ze względu na brak takiego obiektu w kraju konieczne jest zapewnienie możliwości staży naszych inspektorów w zagranicznych organizacjach dozorowych prowadzących kontrole i proces licencyjny elektrowni jądrowej od najwcześniejszych etapów jej powstawania. Możliwości takie stwarza m.in. II etap POL 021 - MAEA oraz rozszerzenie współpracy w ramach RCF - forum współpracy dozorowej MAEA, której program dla Polski jest obecnie w fazie uzgodnień.

Czy znajduje Pan dla siebie czas, aby odpocząć od trudów związanych z wykonywaniem obowiązków zawodowych?

Staram się taki czas znaleźć, bo odpoczynek jest bardzo ważny. W wolnych chwilach lubię żeglować i jeździć na nartach oraz spędzać czas z rodziną, najchętniej na łonie natury.

*Z Prezesem PAA Januszem Włodarskim
rozmawiał T. Białkowski*

Stanowiska 6. i 7. WENRA wobec kluczowych problemów bezpieczeństwa nowych elektrowni jądrowych

Tadeusz Białkowski, Maciej Jurkowski
Państwowa Agencja Atomistyki

Stanowisko 6: Zagrożenia zewnętrzne

Wstęp

Poniżej opisano wspólne stanowisko członków WENRA w sprawie zewnętrznych zagrożeń dla nowych reaktorów. Jego celem jest udzielenie z wysokiej pozycji (europejskich organów dozoru) wskazówek na temat dozorowych oczekiwań odnośnie tego, w jaki sposób zewnętrzne zagrożenia powinny być brane pod uwagę przy projektowaniu i wyborze lokalizacji dla nowych reaktorów.

Zewnętrzne zagrożenia są tu naturalnymi i sztucznymi zagrożeniami, które dotyczą zarówno miejsca jak i procesów, na które licencjodawcy mogą mieć bardzo mały wpływ lub mogą nie mieć żadnego wpływu na zdarzenie inicjujące. Działania w złym zamiarze nie wchodzą w zakres niniejszego studium.

Ocena zewnętrznych zagrożeń naturalnych wymaga znajomości procesów naturalnych, także znajomości obiektu i jego rozplanowania. W przeciwieństwie do prawie wszystkich usterek i zagrożeń wewnętrznych, zagrożenia zewnętrzne mogą oddziaływać równocześnie na cały obiekt, w tym na rezerwowe (zapasowe) systemy bezpieczeństwa i systemy nie będące systemami bezpieczeństwa. Dodatkowo, mogą wystąpić rozległe uszkodzenia i przeszkody dla interwencji człowieka. Dla lokalizacji wieloobiektowych sprawa oceny i zapewnienia bezpieczeństwa staje się problemem bardziej skomplikowanym i wymaga od-

powiednich rozwiązań interfejsowych dotyczących wspólnego sprzętu lub usług, jak również wzięcia pod uwagę potencjalnego efektu domina.

Oczekiwania dotyczące bezpieczeństwa

Przy ocenie bezpieczeństwa nowych reaktorów należy zademonstrować które spośród zewnętrznych zagrożeń są wyeliminowane lub w miarę możliwości zminimalizowane. Można to zrobić poprzez wykazanie, że wszystkie ważne dla bezpieczeństwa *systemy oraz elementy konstrukcji i wyposażenia SSCs (Systems, Structures and Components)*¹ wymagane do radzenia sobie z zagrożeniami zewnętrznymi są zaprojektowane i odpowiednio zakwalifikowane do pracy w warunkach związanych z tymi zagrożeniami zewnętrznymi. Zagrożenia zewnętrzne rozważane w *podstawowych założeniach projektowych*² nie powinny prowadzić do awarii ze stopniem rdzenia (cel bezpieczeństwa O2, to jest poziom 3 obrony w głąb DiD).

Sekwencje awaryjne ze stopniem rdzenia, wynikające z zewnętrznych zagrożeń, które mogłyby prowadzić do wczesnych lub dużych uwolnień powinny być praktycznie wyeliminowane (cel bezpieczeństwa O3, to jest poziom 4 obrony w głąb). Z tego powodu *rzadkie i poważne za-*

¹ Wyrażenie „wszystkie ważne dla bezpieczeństwa *systemy oraz elementy konstrukcji i wyposażenia (SSCs)*” ma takie samo znaczenie jak „elementy ważne dla bezpieczeństwa” w terminologii MAEA.

² *Podstawowe założenia projektowe* są używane do definiowania zdarzeń, które zostały uwzględnione w projekcie i związanej z nim analizie podstaw projektowania

grożenia zewnętrzne³, które mogą być dodatkowymi w stosunku do podstawowych założeń projektowych, o ile nie zostały zakwalifikowane do wyłączenia z analiz (patrz „Przegląd i kwalifikacja zagrożeń zewnętrznych” poniżej), trzeba brać pod uwagę przy całościowej analizie bezpieczeństwa.

Dla nowych reaktorów zagrożenia zewnętrzne powinny być uznane za integralną część projektu, a poziom szczegółowości i przewidziane analizy powinny być proporcjonalne do ich wkładu do ogólnego ryzyka.

Demonstracja bezpieczeństwa

Przewiduje się następujące etapy:

- Identyfikacja;
- Przegląd i kwalifikacja;
- Określenie parametrów zagrożenia;
- Analiza.

Identyfikacja zagrożeń zewnętrznych

Pierwszym krokiem w zwalczaniu zagrożeń zewnętrznych jest zidentyfikowanie tych, które są istotne dla lokalizacji i budowanego obiektu. Wszelkie zidentyfikowane zagrożenia zewnętrzne, które mogą mieć wpływ na obiekt powinny być traktowane jako zdarzenia, które mogą stanowić podstawę możliwych zdarzeń inicjujących. Lista zagrożeń zewnętrznych, które należy uwzględnić powinna być możliwie kompletna i zawierać wszystkie zagrożenia wymienione w odpowiednich źródłach MAEA. Źródła te zostały połączone w celu uzyskania jednolitej i spójnej listy, która znajduje się na końcu tego rozdziału. Lista ta stanowi punkt wyjścia i oczekuje się, że zostanie ona rozszerzona o dowolnie zlokalizowane szczególne zagrożenia nią nieobjęte. Demonstracja powinna zawierać uzasadnienie, że lista (ogólna + szczegó-

³ Rzadkie i poważne zagrożenia zewnętrzne są dodatkowymi w stosunku do podstawowych założeń projektowych i reprezentują trudniejsze lub mniej częste zdarzenia. Jest to sytuacja podobna do występującej między warunkami podstawy projektu DBC (*Design Basis Conditions*) a warunkami rozszerzenia projektu DEC (*Design Extension Conditions*); trzeba rozważyć je w projekcie, ale analiza może być bardziej realistyczna niż zachowawcza.

łowa) jest kompletna i ważna dla danej lokalizacji.

Przegląd i kwalifikacja zagrożeń zewnętrznych

Przegląd służy do wybrania zewnętrznych zagrożeń, które należy przeanalizować. Powinna ona wziąć jako punkt wyjścia pełną listę omówioną w poprzedniej sekcji. Każde zewnętrzne zagrożenie na liście powinno być rozważane i wybrane do analizy, jeśli:

- a. jest fizycznie zdolne stwarzać zagrożenie dla bezpieczeństwa jądrowego, i
- b. częstotliwość występowania zewnętrznego zagrożenia jest większa niż dla wcześniej ustalonych kryteriów.

Częstotliwości wcześniej ustalonych kryteriów mogą się różnić w zależności od rodzaju analizy, która ma być podjęta. Zazwyczaj na podstawie ogólnej zasady projektowania, dla której analiza zostanie dokonana przy użyciu tradycyjnych konserwatywnych metod, założeń i danych, częstotliwość kryterium będzie wyższa niż częstotliwość kryterium dla analizy rzadkich i poważnych zagrożeń zewnętrznych lub PSA, które mogą stosować realistyczną metodę najlepszych oszacowań danych. W związku z tym proces ochrony może prowadzić do oddzielnych, ale zgodnych list zagrożeń zewnętrznych dla zakresu analiz, które zostaną podjęte, a listy powinny mieć jasne i spójne uzasadnienie różnic. We wszystkich przypadkach należy podać i uzasadnić wstępnie używane kryterium częstotliwości biorąc pod uwagę sposób, w jaki zagrożenia będą analizowane w demonstracji bezpieczeństwa. Należy podać i uzasadnić stopień zaufania szacunkowej częstotliwości występowania, biorąc pod uwagę względne niepewności zgodnie ze stanem wiedzy. Proces ochrony powinien brać pod uwagę skorelowane zdarzenia i kombinacje zdarzeń.

Określanie parametrów zagrożenia

Każda „kandydatura” zagrożeń zewnętrznych

spośród wybranych powinna być scharakteryzowana pod względem ważności i/lub wielkości i czasu trwania. Charakterystyka zagrożeń zewnętrznych zależy od rodzaju analizy, która ma być wykonana i powinna być konserwatywna w analizie *podstawowych założeń projektowych* oraz może być realistyczna/najlepiej oszacowana w analizie *rzadkich i poważnych zagrożeń zewnętrznych* i PSA. Należy zauważyć, że w PSA dla zewnętrznych zagrożeń jest często wymagany zakres częstotliwości i związanych z nimi parametrów zagrożenia. Muszą być określone wszystkie istotne charakterystyki i uzasadnione powody ich wyboru. Dla niektórych zagrożeń zewnętrznych:

- powinna być rozważana możliwość prognozowania wielkości i czasu zdarzenia oraz prędkość, przy której rozwój zdarzenia może być istotny i wymagający uwzględnienia;
- poszczególne parametry mogą być istotne dla scharakteryzowania ważności i/lub wielkości zdarzenia.

Analiza zagrożeń

Analiza zagrożeń zewnętrznych obejmuje projektowanie systemów i elementów konstrukcji i wyposażenia (SSCs), które są istotne do zapewnienia, że spełnione są podstawowe funkcje bezpieczeństwa, w przypadku gdy jest to konieczne - rozwijanie modeli probabilistycznych, oraz rozważania dotyczące rzadkich i poważnych zagrożeń zewnętrznych. Przy podejmowaniu tej analizy należy rozważyć poniższe uwarunkowania:

- Minimalizację ryzyka od zagrożeń zewnętrznych przez początkową lokalizację obiektu.
- Projektowanie rozmieszczenia obiektów elektrowni celem zminimalizowania wpływu zagrożeń zewnętrznych (jest to szczególnie ważne dla elektrowni o wielu blokach - również, gdy bloki są różnych generacji).
- Aktualizację list zidentyfikowanych zagrożeń zewnętrznych.
- Poprawę odporności na zagrożenia.

- Łączenie wszelkich zagrożeń zewnętrznych, które mogą występować jednocześnie lub kolejno w danym okresie czasu⁴, w tym zagrożeń korelowanych i tych ich kombinacji które występują wyrywkowo.
- Rozważanie wtórnych zdarzeń, takich jak pożar lub powódź, występujących po zdarzeniu sejsmicznym.
- Zagrożenie zewnętrzne wywołane sekwencjami złożonymi uszkodzeń systemów bezpieczeństwa i/lub ich systemów wsparcia.
- Efekty klifowe (*cliff edge effects*) - kiedy niewielka zmiana parametru prowadzi do nieproporcjonalnego wzrostu konsekwencji.
- Dodatkowo, rozważając wpływ zagrożeń zewnętrznych na systemy i ich komponenty, powinna być brana pod uwagę odporność na zagrożenia zewnętrzne budynków i konstrukcji.
- PSA dla zewnętrznych zagrożeń powinna uwzględniać niezawodność budynków i konstrukcji budowlanych, a także wrażliwość systemu i jego komponentów, a ponadto ich potencjalny wpływ na możliwość reagowania człowieka na zdarzenie zewnętrzne.
- Powinny być rozważane oddziaływania zmian klimatycznych i innych potencjalnych zmian w czasie, które mogą mieć wpływ na lokalizację.
- Należy również rozważyć wpływ zewnętrznych zagrożeń na możliwość uzyskania wsparcia (służby awaryjne) w miejscu lokalizacji obiektu uszkodzonego przez to zdarzenie zewnętrzne (związane z obroną w głąb DiD).
- Projekt obiektu powinien odzwierciedlać analizy zagrożeń zewnętrznych. Podobnie procedury obsługi i konserwacji, a także szkolenia itp. powinny brać pod uwagę analizy zagrożeń zewnętrznych.
- Musi być zwrócona uwaga na miejsca, w któ-

⁴ Określony czas oznacza, że kolejne zagrożenia występują w czasie misji wywołanej sekwencją błędów. Czas misji jest czasem niezbędnym do osiągnięcia wstępnie zdefiniowanego bezpiecznego, stabilnego stanu, a nie dowolnie założonej wartości..

rych definicja poziomów zagrożenia jest nieprecyzyjna i wnioski są oparte na dokładności obliczeń opartych o nagromadzenie założeń i konserwatyzm (lub jego brak).

- Ważne jest stosowanie przejrzystej metodologii ze zrozumieniem towarzyszących jej niepewności, zarówno merytorycznych jak i przypadkowych. Jest szczególnie ważne, kiedy w pracy wykorzystuje się również oparte na PSA przybliżenia numeryczne, i kiedy jest to używane do analizy i kwalifikacji zagrożeń.
- Użycie ogólnych danych o słabych punktach powinno być traktowane z ostrożnością, ponieważ mechanizmy uszkodzeń mogą wbrew pozorom nie być podobne w podobnych rodzajach elektrowni.
- Duże niepewności w charakterystyce zagrożeń w obszarze podstawowych założeń projektowych powinny być traktowane jako element rozważań nad „efektem klifowym”.
- Lokalizacje o wielu blokach mogą wymagać dodatkowych rozważań odnośnie obszarów wspólnych elektrowni i tagodzenia skutków zdarzeń.

Normy i poradniki

Następujące dokumenty dostarczają odpowiednich informacji przeznaczonych do szczegółowego uwzględnienia zewnętrznych zagrożeń.

1. IAEA Safety Standards - Site Evaluation for Nuclear Installations - Safety Requirements No. NS-R-3 (Normy bezpieczeństwa MAEA - Ocena lokalizacji obiektów jądrowych – Wymagania bezpieczeństwa nr NS-R-3).
2. IAEA Safety Guide - External Events Excluding Earthquakes in the Design of Nuclear Power Plants - Safety Guide No. NS-G-1.5 (Poradnik bezpieczeństwa MAEA - Zdarzenia zewnętrzne z wyjątkiem trzęsień ziemi w projektowaniu elektrowni jądrowych - Wytyczne bezpieczeństwa nr NS-G-1.5).
3. IAEA Safety Guide - Seismic Design and

Qualification for Nuclear Power Plants - Safety Guide Safety - Standards Series No. NS-G-1.6 (Poradnik bezpieczeństwa MAEA - Projekt i kwalifikacja sejsmiczna dla elektrowni jądrowej - Wytyczne bezpieczeństwa – Seria norm bezpieczeństwa nr NS-G-1.6).

4. IAEA SSG 9 Specific safety guide: Seismic Hazards in Site Evaluation for Nuclear Installations. Aug 2010 (Specjalny poradnik bezpieczeństwa IAEA SSG 9: Zagrożenia sejsmiczne w ocenie lokalizacji obiektów jądrowych. Sierpień 2010 r.).
5. IAEA Safety Guide - Geotechnical Aspects of Site Evaluation and Foundations for Nuclear Power Plants - Safety Guide - Safety Standards Series No. NS-G-3.6 (Poradnik bezpieczeństwa MAEA - Geotechniczne aspekty oceny lokalizacji i podstaw elektrowni jądrowych – Wytyczne bezpieczeństwa – Seria norm bezpieczeństwa nr. NS-G-3.6).
6. IAEA SSG-18 - Meteorological and Hydrological Hazards in Site Evaluation for Nuclear Installations. (replaces NS-G-3.4 and NS-G-3.5) (IAEA SSG -18 - Meteorologiczne i hydrologiczne zagrożenia w ocenie lokalizacji obiektów jądrowych (zastępuje NS-G-3.4 i NS-G-3.5)).
7. IAEA Safety Guide NSG 3.1 - External Human Induced Events in Site Evaluation (Poradnik bezpieczeństwa IAEA NSG 3.1 – Zewnętrzne, wywołane przez człowieka zdarzenia w ocenie lokalizacji).
8. IAEA Safety Guide NSG 3.3 - Evaluation of Seismic Hazards for Nuclear Power Plant (Poradnik bezpieczeństwa IAEA NSG 3.3 - Ocena sejsmicznych zagrożeń dla elektrowni jądrowej).
9. IAEA SSG 3 - Development and Application of Level 1 PSA for Nuclear Power Plants (IAEA SSG 3 - Rozwój i stosowanie poziomu 1 PSA dla elektrowni jądrowych).
10. IAEA SSR-2/1 - Safety of Nuclear Power Plants: Design (IAEA SSR-2/1 - Bezpieczeństwo elektrowni jądrowych: Projekt).

OGÓLNA LISTA ZAGROŻEŃ ZEWNĘTRZNYCH

| Kategoria | Zagrożenie |
|------------------------------------|--|
| Sejsmiczno-tektoniczne | |
| | Ruch podłoża |
| | Długookresowy ruch podłoża |
| | Stapianie |
| | Dynamiczne zgęszczanie |
| | Tsunami |
| | Wulkan (zawiera inne efekty niż sejsmiczne) |
| | Meteoryt (zawiera inne efekty niż sejsmiczne) |
| Zalewanie | |
| | Ekstremalna ulewa (odniesienia do innych zjawisk meteorologicznych) |
| | Zjawiska pływowe |
| | Fala sztormowa |
| | Periodyczna oscylacja powierzchni wód |
| | Tsunami |
| | Uszkodzenie tamy |
| | Wyptyw wody po uszkodzeniu obudowy bezpieczeństwa |
| | Fale wytwarzane przez wiatr |
| Meteorologiczne | |
| | Silny wiatr (tornado, huragan, cyklon, tajfun) i miotane wiatrem rumowisko |
| | Extremalna susza |
| | Extremalne temperatury powietrza |
| | Extremalne temperatury gruntu |
| | Extremalne temperatury morza (lub rzeki) |
| | Błyskawice |
| | Śnieg (ubity i stopiony) |
| | Lód |
| | Grad |
| | Wilgoć |
| | Ciśnienie powietrza |
| | Burza piaskowa, burza pyłowa |
| | Słony pył / słona burza |
| | Lawina śnieżna |
| | Fontanny wody |
| | Przeptyw lodu / lód denny |
| | Para / mgła |
| | Wybuchy na stońcu |
| Spowodowane przez człowieka | |
| | Przypadkowe uderzenie samolotu |
| | Chmury gazu (toksycznego, duszącego, płonącego) |

| Kategoria | Zagrożenie |
|--------------------|---|
| | Uwolnienia ciekłe (płonące, toksyczne, radioaktywne) |
| | Pożary |
| | Eksplozje (fale podmuchowe, pociski) |
| | Pociski (turbiny, butelki BLEVE) |
| | Uszkodzenia strukturalne |
| | Transport (drogowy, morski, kolejowy) |
| | Interferencje elektromagnetyczne |
| | Rurociągi (gazu, ropy, wody) |
| | Wibracje |
| | Rumowisko przestrzenne |
| | Wraki / zagubione pociski |
| | Zatory spławianego drewna |
| | Zanieczyszczenia (biegu wody lub gruntu) |
| | Elektryczne prądy wirowe w gruncie |
| | Działalność militarna (przypadkowa) |
| | Szczątki kiedyś stosowanych wytworów ludzkich (np. niewypały) |
| Biologiczne | |
| | Wodorosty |
| | Ryby |
| | Meduzy |
| | Porosty morskie |
| | Skorupiaki, mięczaki (krewetki, mięczaki jadalne, małże jadalne, małże) |
| | Ptaki |
| Inwazyjne | |
| | Roje latające |
| | Inwazja gryzoni i innych zwierząt |
| Geologiczne | |
| | Osiadanie |
| | Podnoszenie się gruntu |
| | Górnictwo (czynne lub nieczynne) |
| | Jaskinie / naturalne wydrążenia |
| | Woda gruntowa |
| | Krawędziowanie |
| | Skażony teren |
| | Osuwanie się łądu |
| | Radon |
| | Szczeliny |
| | Wady |
| | Skąty rozpuszczalne |
| | Niestabilne gleby (szybkie gliny itp) |
| | Zmarzliny |

Stanowisko 7: Umyślna katastrofa samolotu komercyjnego

Wstęp

Przypadkowe awarie samolotów były brane pod uwagę przy projektowaniu reaktorów przez kilka dziesięcioleci. Jednakże, zgodnie z szacowaną 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 umyślnej katastrofie samolotu komercyjnego⁵, wydarzenie to powinno być wzięte pod uwagę przy projektowaniu nowych reaktorów. Wydarzenie uważane jest przez WENRA za bardzo znaczący przykład oczekiwań dotyczących poprawy interfejsu pomiędzy kwestiami bezpieczeństwa (*safety*) i ochrony fizycznej (*security*), jak podano w celu bezpieczeństwa O5⁶.

Oczekiwany poziom bezpieczeństwa

Ogólnie oczekuje się, że taka awaria nie powinna prowadzić do stopienia rdzenia reaktora, a zatem powoduje tylko niewielki wpływ radiologiczny, jak stwierdzono w celu bezpieczeństwa O2. Niemniej jednak, w tej konkretnej sytuacji, uznaje się, że uwolnienia materiałów promieniotwórczych mogły przekroczyć ilości rozpatrywane w innych zdarzeniach nie związanych ze stopieniem rdzenia. Konsekwencje tej konkretnej sytuacji nie powinny wykraczać poza zakres określony w celu bezpieczeństwa O2. Funkcje bezpieczeństwa konieczne do przywrócenia i utrzymania bezpiecznego stanu elektrowni po takim upadku samolotu powinny być odpowiednio zapewnione i chronione w projekcie. W szczególności zapewnia się:

- kontrolę reaktywności, w tym w procedurze wygaszania łańcuchowej reakcji rozszczepienia;

⁵ innych niż projektowe

⁶ Cele bezpieczeństwa – patrz str. 27 biuletynu nr 4(82)/2010.

- odprowadzenie ciepła powyłączeniowego (w tym w dłuższej perspektywie) z rdzenia w zbiorniku oraz basenu paliwa, w celu wykluczenia możliwości stopienia rdzenia lub paliwa;
- ograniczenie materiałów promieniotwórczych, zgodnie ze skutkami radiologicznymi celu bezpieczeństwa O2.

Kluczowe aspekty demonstracji bezpieczeństwa oczekiwane od licencjobiorców

Za bezpośrednie i pośrednie skutki rozbicia się samolotu uważa się w szczególności:

- skutki bezpośrednie i wtórne wpływu na wytrzymałość mechaniczną struktur bezpieczeństwa i urządzeń niezbędnych do dostosowania i utrzymania elektrowni w stanie bezpiecznym po katastrofie samolotu;
- wpływ drgań na struktury bezpieczeństwa i urządzenia niezbędne do dostosowania i utrzymania elektrowni w stanie bezpiecznym po katastrofie samolotu;
- skutki spalania i / lub wybuchu paliwa lotniczego dla integralności niezbędnych struktur i systemów celem dostosowania i utrzymania elektrowni w stanie bezpiecznym po katastrofie samolotu.

Budynki lub odpowiednie ich części zawierające paliwo jądrowe i spełniające kluczowe funkcje bezpieczeństwa powinny być tak zaprojektowane, aby zapobiec przedostaniu się do nich paliwa z samolotu. Pożary spowodowane przez paliwo samolotu ocenia się jako różne rodzaje kuli ognia w kombinacji z ogniem basenu. Muszą być także uwzględnione inne wtórne pożary spowodowane katastrofą samolotu. W analizach można użyć podejścia realistycznego z użyciem najlepszego oszacowania właściwości materiału oraz najnowszych metod analitycznych. Można korzystać z realistycznych kryteriów awarii. Ponadto nie jest konieczne, aby brać pod uwagę inne koincydencyjne uszkodzenia elektrowni i jej wyposażenia. W celu potwierdzenia braku efektu klifowego powinna być prze-

prowadzona analiza wrażliwości na ten efekt. Powinno się też wziąć pod uwagę wpływ zdarzenia na możliwość wykorzystania personelu elektrowni oraz służb zewnętrznych do wykonania niezbędnych działań.

Wnioski

Powyższym opracowaniem kończymy cykl omówienia stanowisk WENRA w kluczowych sprawach bezpieczeństwa nowych reaktorów. Pozwala on 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.

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

NOTKA O AUTORACH:

TADEUSZ BIAŁKOWSKI – GŁÓWNY SPECJALISTA W PAA, RE-DAKTOR 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)

Analiza awarii bloku nr 3 Elektrowni Fukushima Daiichi przy użyciu programu MELCOR

Mateusz Włostowski, Ernest Staroń
Państwowa Agencja Atomistyki

1. Wprowadzenie

Jednym z podstawowych zadań Wydziału Analiz Obiektów Jądrowych Departamentu Bezpieczeństwa Jądrowego Państwowej Agencji Atomistyki jest dokonywanie oceny bezpieczeństwa obiektów jądrowych przy użyciu najlepszych dostępnych narzędzi analitycznych. Do analizy hipotetycznych awarii ciężkich służy program MELCOR opracowany i udostępniony PAA przez US NRC. Najlepszą formą poznawania i znajdowania ograniczeń programu jest wykonywanie przy jego użyciu jak największej liczby symulacji.

Przebieg awarii w Fukushima jest niełatwym, ale jednocześnie wdzięcznym tematem do analiz. Dzieje się tak, gdyż wiele osób i zespołów (np. SNL¹, TEPCO²) poświęciło dużo czasu, by dobrze zamodelować ciąg zdarzeń i zrozumieć przebieg awarii. Dzięki temu powstał materiał porównawczy, mogący służyć osobom nabywającym doświadczenia w analizowaniu awarii ciężkich.

2. Kod obliczeniowy MELCOR

MELCOR został stworzony na początku lat 80. przez SNL dla Komisji dozoru jądrowego Stanów Zjednoczonych – US NRC. Służył on do analizy oceny ryzyka PRA (*Probabilistic Risk Assessment*) w reaktorach lekkowodnych. Podstawowym zadaniem programu było stworzenie spój-

negu sposobu modelowania wszystkich znaczących zjawisk występujących podczas awarii ciężkich, ich wzajemnego sprzężenia i oszacowania członu źródłowego. Program rozwijany był intensywnie przez kolejne lata, czego efektem było rozszerzenie możliwości jego zastosowania. Prace związane z doskonaleniem kodu obliczeniowego trwają nadal i pozostaje on jednym z podstawowych narzędzi analitycznych w USA i na świecie.

Kod obliczeniowy MELCOR służy do symulowania przebiegu awarii w reaktorze jądrowym w czasie, uwzględniając przy tym szeroki zakres zjawisk fizycznych i chemicznych. Najważniejsze z nich to:

- a. Dwufazowa dynamika płynów.
- b. Wymiana ciepła na drodze przewodzenia, konwekcji i radiacji.
- c. Spalanie wodoru i tlenku węgla.
- d. Przegrzanie i degradacja paliwa oraz koszułek paliwowych, a także formowanie base-nów ze stopionych tlenków i metali, ich stratyfikacja oraz relokacja stopionego materiału rdzenia.
- e. Rozkład i topienie struktur stałych – odgazowanie betonu, reakcja stali i cyrkonu z parą wodną oraz topnienie metali i tlenków. Produkcja i uwalnianie się w tych reakcjach H₂O, CO, H₂.
- f. Interakcja stopionego rdzenia z dennicą zbiornika reaktora, wpływ *corium*³ ze zbiornika oraz jego oddziaływanie z betonem.
- g. Pasywne usuwanie wodoru z atmosfery,

¹ SNL – Sandia National Laboratories

² TEPCO – Tokyo Electric Power Company

³ Ciekły materiał stopionego rdzenia (przyp.red.)

oddziaływanie na atmosferę obudowy bezpieczeństwa przez wentylatory, spryskiwacze i filtry.

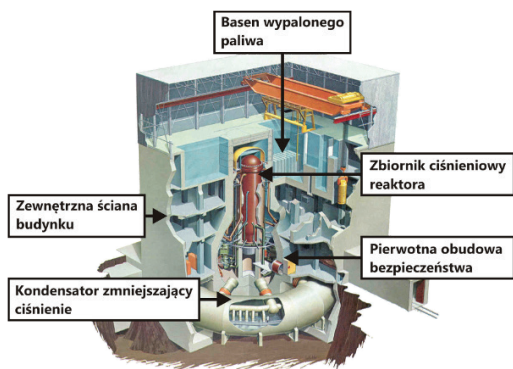
h. Uwalnianie produktów rozszczepienia oraz fizyka par i aerozoli.

W tym kodzie obliczeniowym nie ma możliwości dokładnego modelowania fizyki rdzenia. Dostępny jest jedynie model punktowy kinetyki reaktora, a energia rozszczepieniowa może być zdefiniowana przez użytkownika.

W kodzie obliczeniowym MELCOR, użytkownik programu tworząc model systemu ma do dyspozycji następujące obiekty modelujące: objętości kontrolne, struktury cieplne i ścieżki przepływu. Wszystkie te elementy pozwalają użytkownikowi zdefiniować plik wejściowy określający obieg chłodzenia reaktora i obudowę bezpieczeństwa. Dodatkowo użytkownik ma możliwość wprowadzania zmian w innych elementach programu, dzięki czemu może dokładniej modelować rozpatrywany układ, np. wprowadzając zmiany we właściwościach materiałów lub we współczynnikach równań. Należy mieć jednak na względzie, że dokładniejsze modelowanie wiąże się z wydłużeniem, czasami znaczącym, czasu obliczeń.

Walidacja złożonych kodów obliczeniowych takich jak MELCOR, prowadzona jest przez porównanie otrzymanych wyników obliczeń z danymi doświadczalnymi. Powszechnie stosuje się „proste” eksperymenty dostarczające szczegółowych danych dotyczących jednego zjawiska np.: szybkość utleniania cyrkonu w funkcji temperatury. Wykorzystuje się także „złożone” eksperymenty, pozwalające na zbadanie wzajemnych związków i wpływu jednych zjawisk i procesów na inne. Najlepszą formą walidacji kodu jest jednak skonfrontowanie wyników otrzymanych w MELCOR z rzeczywistą awarią taką jak awaria w EJ Three Mile Island 2, czy w EJ Fukushima Daiichi. Pozwala to na pełną ocenę wad i zalet programu oraz trafności przewidywanego przebiegu awarii i jej skutków.

3. Opis bloku nr 3 EJ Fukushima Daiichi



Rys. 1. Rysunek bloku nr 3 Elektrowni Fukushima Daiichi [5].

Blok nr 3 Elektrowni Fukushima Daiichi, to reaktor Toshiba BWR-4 z obudową bezpieczeństwa typu MARK-1 o mocy cieplnej 2 381 MW przedstawiony na rysunku 1. Moc elektryczna netto bloku, to 760 MW, przy nominalnym przepływie pary około 1 200 kg/s i parametrach pary 6,65 MPa i 282°C. Rdzeń reaktora zbudowany jest z 548 kaset paliwowych zawierających łącznie 94 000 kg dwutlenku uranu. Jest on umieszczony w zbiorniku o średnicy wewnętrznej około 5,6 m i wysokości około 21 m. Natomiast zbiornik znajduje się w pierwotnej obudowie bezpieczeństwa, którą można podzielić na część suchą – „drywell” i część mokrą – „wetwell”. Część mokrą stanowi kondensator pierwotnej obudowy bezpieczeństwa w kształcie torusa w około połowie wypełniony wodą. Obszar ten współpracuje z systemami bezpieczeństwa bloku. Dwa podstawowe i wykorzystywane w analizie systemu bezpieczeństwa bloku RCIC⁴ i HPCI⁵ przedstawiono na rysunku 2. Każdy z tych systemów do pracy wykorzystuje pompę napędzaną turbiną. Po załączeniu systemu bezpieczeństwa para wy-

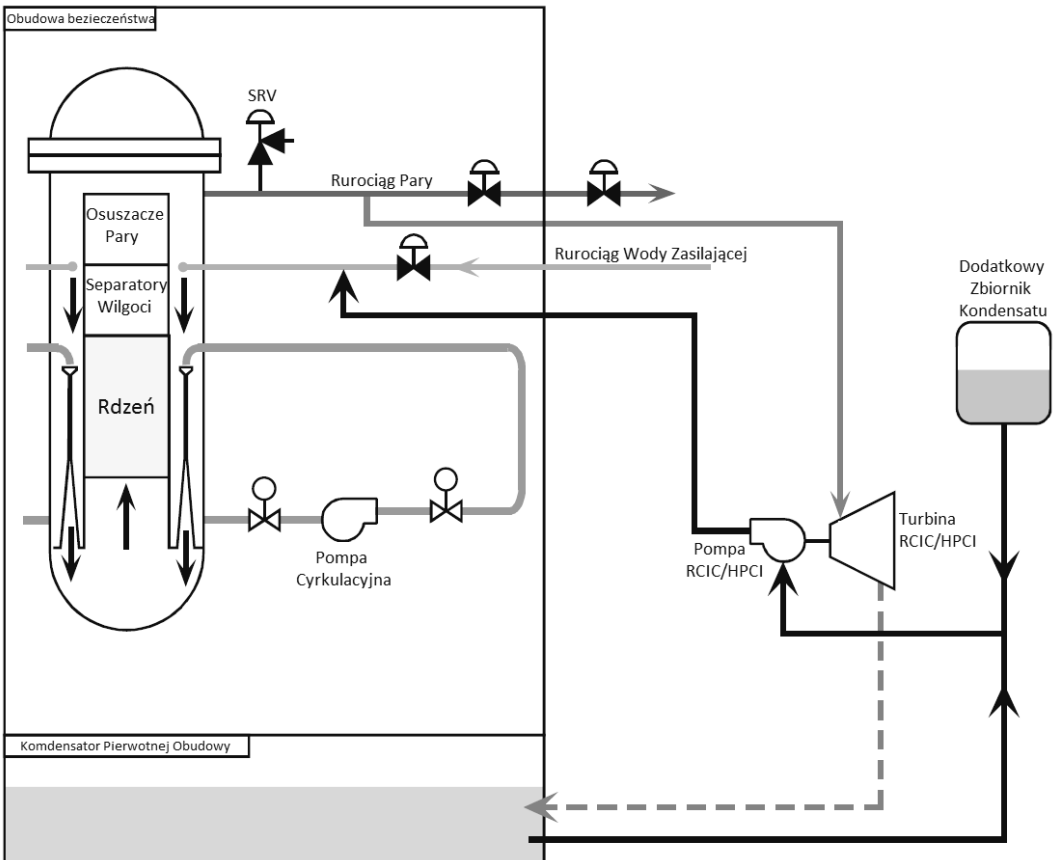
⁴ RCIC - Reactor Core Isolation Condenser – Separator Kondensacyjny Rdzenia

⁵ HPCI - High Pressure Coolant Injection – Wysokociśnieniowy System Wtrysku Chłodziwa

plywa ze zbiornika reaktora i napędza turbinę, a następnie trafia do kondensatora pierwotnej obudowy bezpieczeństwa. Natomiast woda włączana przez pompę do zbiornika reaktora, jest mieszaniną wody znajdującej się w kondensatorze i dodatkowym zbiorniku. Systemy te mają za zadanie chłodzenie rdzenia w sytuacjach awaryjnych i pracują do czasu uszkodzenia pompy lub wyczerpania się akumulatorów. Dodatkowo blok wyposażony jest w zawory nadmiarowe, które mają za zadanie nie dopuścić do przekroczenia ciśnienia w zbiorniku reaktora, co mogłoby skutkować jego rozzerwaniem. Zawory nadmiarowe umieszczone są na rurociągu pary świeżej i mają za zadanie

wypuszczać parę wodną ze zbiornika reaktora do kondensatora pierwotnej obudowy bezpieczeństwa. Zawory te pracują automatycznie, ale można nimi także sterować ręcznie przy ciśnieniu poniżej ciśnienia ich automatycznego działania.

Struktura pierwotnej obudowy bezpieczeństwa jest zamknięta w budynku reaktora stanowiącym wtórną obudowę bezpieczeństwa, zbudowaną z pomieszczeń ułożonych na pięciu poziomach. Najniższy poziom budynku to pomieszczenie, w którym znajduje się torus kondensatora wodnego pierwotnej obudowy bezpieczeństwa. Powyżej zlokalizowane są pomieszczenia technologiczne z różnymi



Rys. 2. Schemat systemów RCIC i HPCI

zbiornikami i rurociągami oraz zalany wodą magazyn wypalonego paliwa. Najwyższy poziom budynku, to pomieszczenie do przetłokowania paliwa. Należy wspomnieć, że dopóki budynek reaktora nie zostanie naruszony, to znacząco wpływa on na opóźnienie czasu uwolnień produktów rozszczepienia do środowiska.

4. Opis awarii w elektrowni Fukushima Daiichi

11 marca 2011 roku o godzinie 14:46 czasu lokalnego Japonię nawiedziło trzęsienie ziemi o sile 9 stopni w skali Richtera, którego hipocentrum znajdowało się w odległości około 130 kilometrów na wschód od wyspy Honsiu. Skutkiem tego trzęsienia ziemi było uszkodzenie wszystkich linii elektroenergetycznych łączących elektrownię Fukushima Daiichi z systemem elektroenergetycznym kraju. W tym samym czasie nastąpiło wyłączenie reaktorów pracujących bloków, które dzięki działającym generatorom z silnikami Diesla znajdowały się w stanie bezpiecznym. Około godziny 15:30 w elektrownię uderzyła fala tsunami o wysokości dochodzącej do 15 m, podczas gdy elektrownia była zaprojektowana na maksymalną wysokość fali tsunami wynoszącą 5,7 m. W wyniku tego zdarzenia doszło m.in. do zalania pomieszczeń z generatorami Diesla i utraty zasilania awaryjnego, co skutkowało ograniczoną możliwością odprowadzania ciepła powyłężniowego z reaktorów. W efekcie tego najpierw doszło do wzrostu ciśnienia i temperatury w zbiornikach ciśnieniowych reaktorów bloków nr 1-3, a następnie do przegrzania rdzeni tych reaktorów, produkcji wodoru i w konsekwencji do rozszczelnienia głównych obiegów chłodzenia i pierwotnych obudów bezpieczeństwa reaktorów. Zgromadzony w budynkach wodór zapalił się i eksplodował niszcząc górne części budynków bloków 1, 3 i 4 oraz torus kondensatora wodnego pierwotnej obudowy bezpieczeństwa bloku nr 2.

Przebieg awarii w bloku nr 3 elektrowni Fukushima Daiichi w pierwszych 48 godzinach po wystąpieniu tsunami:

11 marca 2011:

14:46 – Trzęsienie ziemi.

14:46 – Reaktor zostaje wyłączony.

15:05 – Uruchomiony zostaje system awaryjnego chłodzenia rdzenia RCIC.

15:25 – System RCIC zostaje wyłączony.

15:27 – W budynek bloku uderza pierwsza fala tsunami.

15:35 – W budynek bloku uderza druga fala tsunami.

15:38 – Dochodzi do utraty zasilania napięciem przemianym.

16:03 – Ponownie uruchomiony zostaje system RCIC.

12 marca 2011:

11:36 – System RCIC przestaje działać.

12:35 – Uruchomiony zostaje system HPCI.

13 marca 2011:

2:42 – Baterie akumulatorów wyczerpały się.

2:42 – System HPCI przestaje działać.

7:39 – Spryskiwacze pierwotnej obudowy bezpieczeństwa zostają uruchomione.

ok. 9:07 – Otwarcie sterowanego ręcznie zaworu nadmiarowego.

ok. 9:17 – Otwarcie zaworu kondensatora wodnego pierwotnej obudowy bezpieczeństwa.

9:23 – Rozpoczęcie wtryskiwania świeżej wody do zbiornika reaktora przez pompy przeciwpożarowe.

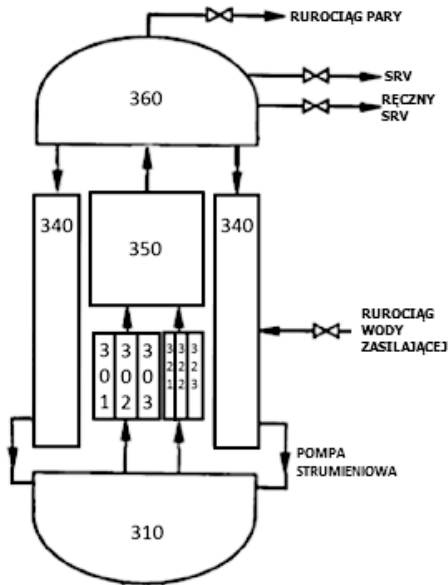
11:17 – Zamknięcie zaworu kondensatora wodnego pierwotnej obudowy bezpieczeństwa.

12:23 – Koniec wtryskiwania świeżej wody do zbiornika reaktora przez pompy przeciwpożarowe.

12:41 ÷ 14:11 – Zawór kondensatora wodnego pierwotnej obudowy bezpieczeństwa jest otwarty.

13:11 – Rozpoczęcie wtryskiwania wody morskiej do zbiornika reaktora przez pompy przeciwpożarowe.

5. Opis modelu matematycznego bloku

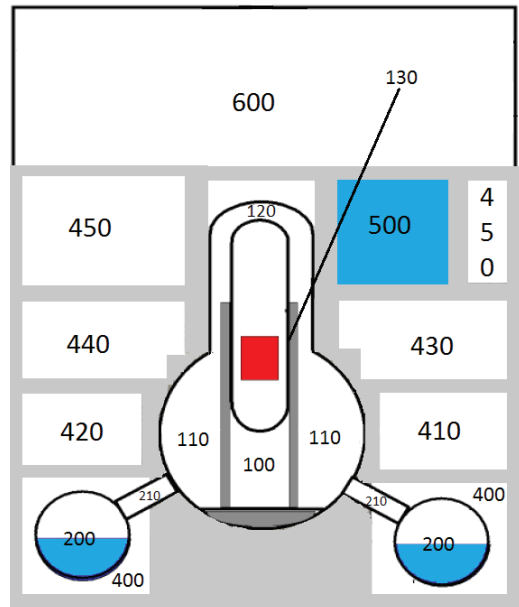


Rys. 3. Nodalizacja zbiornika ciśnieniowego reaktora.

Cały model bloku nr 3 elektrowni Fukushima Daiichi stworzono w oparciu o 29 objętości kontrolnych, 59 ścieżek przepływu i 76 struktur cieplnych. Zbiornik reaktora podzielono na 10 objętości kontrolnych (przedstawionych na rysunku 3), po jednej opisującej: dolną komorę mieszania – 310, szczelinę opadową – 340, objętość separatora wilgoci – 350 i objętość osuszacza pary – 360 oraz po trzy objętości kontrolne opisujące kasety paliwowe rdzenia – 301, 302, 303 oraz kanały wodne poza tymi kasetami – 321, 322, 323. Pompy strumieniowe oraz rurociągi pary i wody zasilającej zostały zamodelowane ścieżkami przepływu, podobnie jak automatycznie i ręcznie sterowane zawory nadmiarowe.

Rdzeń reaktora podzielony jest na 3 pierścienie i 7 poziomów osiowych (5 poziomów dotyczy aktywnej wysokości rdzenia). Pierścienie zawierają odpowiednio 188, 188 i 172 kasety paliwowe. Parametry rdzenia, tj. wymia-

ry liniowe, pola powierzchni i objętości kasety paliwowej oraz masa poszczególnych materiałów w rdzeniu, zostały przyjęte zgodnie z wartościami podanymi w podobnych analizach lub wyliczone na podstawie parametrów kasety General Electric 8x8. Duży wpływ na ilość produkowanego w rdzeniu wodoru ma masa materiałów znajdujących się w rdzeniu, dlatego zadbano, aby ilości poszczególnych materiałów były porównywalne z tymi przyjętymi w innych analizach. W analizie przyjęto masę dwutlenku uranu równą 94 tony, stali nierdzewnej – 48,7 tony, stopu cyrkonu – 37,6 tony oraz węgla bory 1 665 kg. Skład radionuklidów zawartych w prętach paliwowych, został przyjęty na podstawie wbudowanych w programie tablic dla paliwa jądrowego.



Rys. 4. Rozmieszczenie objętości kontrolnych pierwotnej i wtórnej obudowy bezpieczeństwa reaktora.

Pierwotna obudowa bezpieczeństwa (przedstawiona na rysunku 4) zbudowana jest z 6 objętości kontrolnych, połączonych 8 ścieżkami przepływu, w której elementy strukturalne zostały przybliżone 9 strukturami cieplnymi. Około połowa torusa wypełniona jest wodą, natomiast

reszta pierwotnej obudowy bezpieczeństwa zawiera azot pod ciśnieniem atmosferycznym. 8 objętości kontrolnych tworzy pomieszczenia budynku reaktora, które połączone są ze sobą 8 ścieżkami przepływu. Ściany, sufity, podłogi i kolumny w poszczególnych pomieszczeniach zostały opisane za pomocą 42 struktur cieplnych. Dodatkowo za pomocą jednej objętości kontrolnej zostało zamodelowane środowisko, podobnie jak hala turbin.

Parametry pracy systemów awaryjnych RCIC i HPCI nie były do końca znane, dlatego w analizie posłużono się danymi dostępnymi w raportach SNL[1] oraz ORNL⁶ [2], w których w sposób kompleksowy przeanalizowano możliwości działania wyżej wymienionych systemów. Podejście to zapewniło, że prowadzona w programie analiza będzie możliwie dokładnie odzwierciedlała realny przebieg awarii bloku nr 3 elektrowni.

6. Wyniki dla stanu ustalonego

W dochodzeniu do stanu ustalonego przyjęto podejście, aby na początku symulacji liniowo podnosić moc generowaną w rdzeniu, aż do osiągnięcia wartości nominalnej – 2 381 MW. Pozwoliło to na łagodne przejście przez początkowy, najbardziej nieustalony stan i unik-

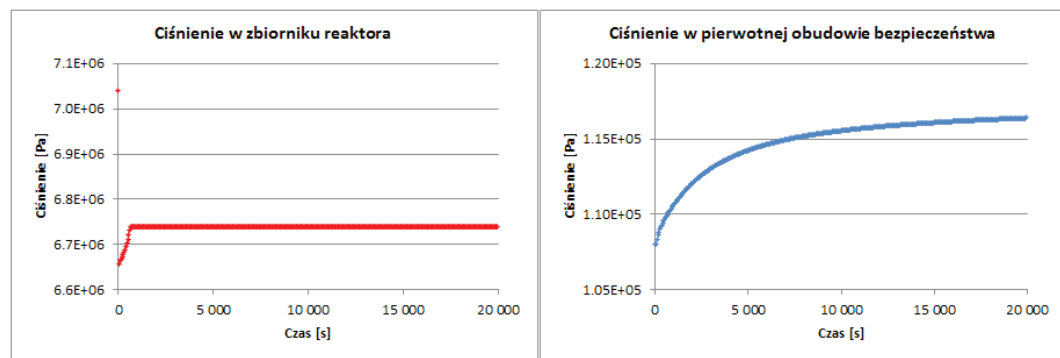
⁶ ORNL – Oak Ridge National Laboratory

nięcie niefizycznych zachowań układu na początku symulacji. Obliczenia prowadzące do otrzymania stanu ustalonego wykonywano przez 20 000 sekund. Parametrem decydującym o tak długim czasie dochodzenia do tego stanu było ciśnienie w obudowie bezpieczeństwa, które ze względu na dużą stałą czasową zjawisk wymiany ciepła w przypadku gazów, nie pozwoliło na szybsze osiągnięcie zadowalającego stanu ustalonego. Wykresy zmian podstawowych parametrów bloku w czasie dochodzenia do stanu ustalonego pokazane na rysunku 5 potwierdzają osiągnięcie stanu ustalonego symulacji.

7. Analiza wyników symulacji

Symulację awarii bloku nr 3 przeprowadzono dla pierwszych 48 godzin po wystąpieniu trzęsienia ziemi. W celu porównania otrzymanych wyników skonfrontowano je z wielkościami parametrów bloku zarejestrowanymi przez firmę TEPCO oraz z wynikami analizy przeprowadzonej przez SNL [1]. Na rysunkach 6 – 10 przedstawiono zmiany podstawowych parametrów pracy bloku w czasie awarii.

W tabeli 1 zestawiono porównanie rozpatrywanych modeli, podając ilość objętości kontrolnych, ścieżek przepływu i struktur cieplnych budujących dany model.



Rys. 5. Wykres zmian ciśnienia w zbiorniku reaktora i w obudowie bezpieczeństwa w czasie dochodzenia do stanu ustalonego.

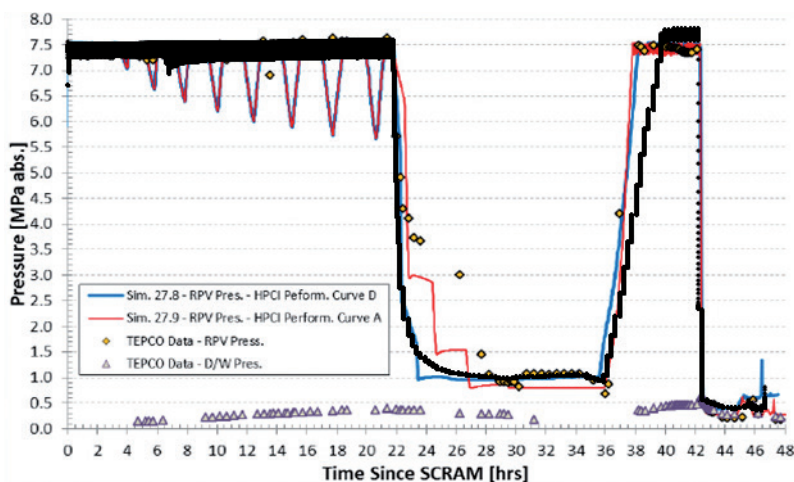
Tabela 1. Porównanie nodalizacji rozpatrywanych modeli bloku nr 3 elektrowni Fukushima Daiichi.

| | Sandia National Laboratories | Państwowa Agencja Atomistyki |
|---------------------|------------------------------|------------------------------|
| Objętości Kontrolne | 146 | 29 |
| Ścieżki Przepływu | 358 | 59 |
| Struktury Ciepłne | 172 | 76 |

Praca systemu bezpieczeństwa HPCI była kontrolowana przez operatorów w czasie awarii, natomiast nie są znane parametry z jakimi pracowali. Raport SNL [1] przeprowadza analizę awarii, postępując się różnymi krzywymi opisującymi pracę systemu HPCI, tak aby wyniki symulacji jak najbardziej pokrywały się z rzeczywistym przebiegiem awarii. Model bloku nr 3 wykonany w Wydziale Analiz Obiektów Jądrowych wykorzystuje w swojej analizie krzywą pracy systemu HPCI zamieszczoną w publikacji [2] z pewnymi zmianami wymuszonymi problemami obliczeniowymi.

Rysunki 6, 7 i 8 obejmują początkowe 48 godzin awarii bloku nr 3 elektrowni. Pierwsze 21 godzin awarii to działanie systemu RCIC, który utrzymuje ciśnienie i poziom wody w zbiorniku reaktora oraz powoduje stopniowy przyrost ciśnienia w pierwotnej obudowie bezpieczeń-

stwa. Następnie włączany jest system HPCI, który pracuje do 36. godziny. W tym czasie dochodzi do spadku ciśnienia i poziomu wody w zbiorniku reaktora oraz dalszego wzrostu ciśnienia w pierwotnej obudowie bezpieczeństwa. Działanie systemu powoduje wzrost temperatury koszulki paliwowej, ale nie skutkuje to degradacją paliwa. Następnie przez około 6 godzin ciśnienie w zbiorniku reaktora jest na tyle wysokie, że zawory nadmiarowe upuszczają parę do kondensatora wodnego pierwotnej obudowy bezpieczeństwa. Ciśnienie w pierwotnej obudowie i temperatura koszulki nadal rosną, ale nie dochodzi do degradacji paliwa. W 42. godzinie awarii operator bloku otwiera jeden z zaworów nadmiarowych, co powoduje nagłe obniżenie ciśnienia w zbiorniku reaktora i równie nagły wzrost ciśnienia w pierwotnej obudowie bezpieczeństwa. W wyniku tego działania gwał-



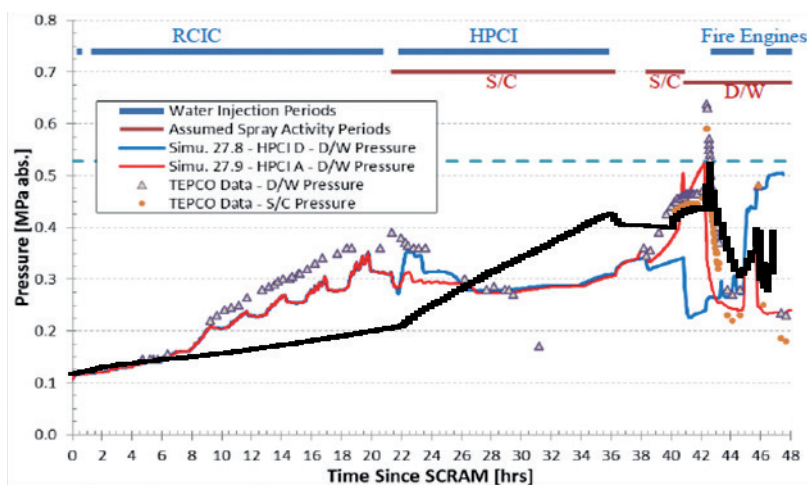
Rys. 6. Wykres zmian ciśnienia w zbiorniku reaktora w trakcie awarii dla modelu PAA (linia czarna), na tle wykresu SNL [1].

townie spada poziom wody w zbiorniku reaktora odstawiając rdzeń i powodując szybki wzrost temperatury koszulki paliwowej. Po kilkunastu minutach rozpoczyna się wtłaczanie przez pompy przeciwpożarowe świeżej wody do zbiornika reaktora. Pomimo tego działania po około 2 godzinach dochodzi do przekroczenia temperatury utleniania stali i cyrkonu, czego efektem jest zapoczątkowanie reakcji utleniania koszulek paliwowych i dalszy wzrost ich temperatury. Degradacja paliwa zostaje powstrzymana w około 46,5. godzinie awarii, dzięki pompom przeciwpożarowym, które rozpoczynają wtłaczanie wody morskiej.

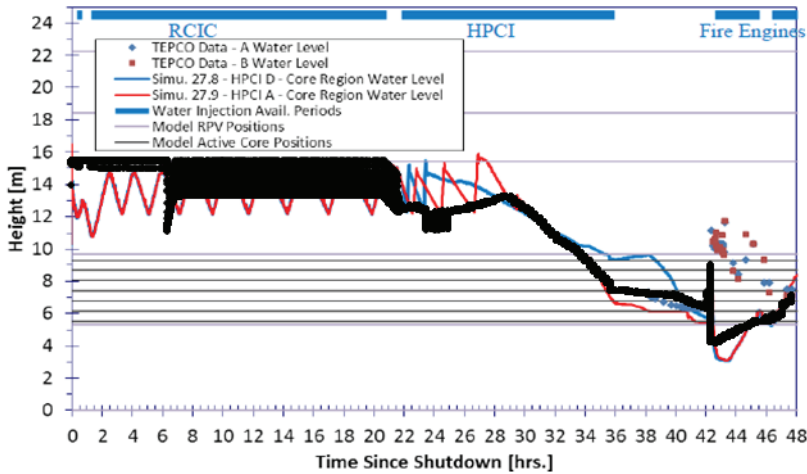
Na rysunkach 6 i 8 widać początkowy 21. godzinny okres awarii, który nieco różni się dla rozpatrywanych modeli bloku, ale zgodny jest co do trendu. Powodem tego jest zastosowanie odmiennych stanów granicznych działania systemu RCIC dla modelu SNL i PAA.

Przyjęta krzywa symulująca działanie systemu HPCI w sposób zasadniczy decyduje o przebiegu spadku ciśnienia widocznego na rysunku 6, występującego od 21. godziny. Krzywa przyjęta w modelu PAA pozwoliła na dobre odzwierciedlenie przebiegu ciśnienia od około 28. do 36. godziny awarii, kosztem przebiegu wcze-

śniejszego. Dwie przedstawione na rysunku 6 symulacje SNL, albo lepiej przybliżają początkowe zachowanie układu, albo późniejsze. Różnica w przebiegu spadku ciśnienia w 21. godzinie zależy od przyjętego modelu pracy systemu HPCI. Ma to także ogromny wpływ na przebieg zmian poziomu wody w zbiorniku reaktora (rysunek 8). W 36. godzinie awarii po otwarciu zaworu nadmiarowego dochodzi do gwałtownego wzrostu ciśnienia w zbiorniku reaktora, który jest znacznie bardziej dynamiczny w przypadku symulacji amerykańskiej. Powodem tego jest dokładniejsza nodalizacja obszaru rdzenia reaktora modelu SNL. Zastosowanie bardziej szczegółowej nodalizacji tego obszaru ma także duży wpływ na temperaturę koszulki paliwowej, a co za tym idzie na produkcję wodoru w zbiorniku reaktora (odpowiednio rysunki 9 i 10). W ok. 46. godzinie widać niewielkie skoki ciśnienia (zarówno w symulacji amerykańskiej jak i PAA), które wywołane są wybuchem parowym wody zgromadzonej w zbiorniku w wyniku reakcji z rozgrzanyymi szczątkami rdzenia oraz produkcją wodoru. Ten sam efekt widoczny jest na rysunku 7 zmian ciśnienia w pierwotnej obudowie bezpieczeństwa.



Rys. 7. Wykres zmian ciśnienia w pierwotnej obudowie bezpieczeństwa w trakcie awarii dla modelu PAA (linia czarna), na tle wykresu SNL [1].



Rys. 8. Wykres zmian poziomu wody w zbiorniku reaktora w trakcie awarii dla modelu PAA (linia czarna), na tle wykresu SNL [1].

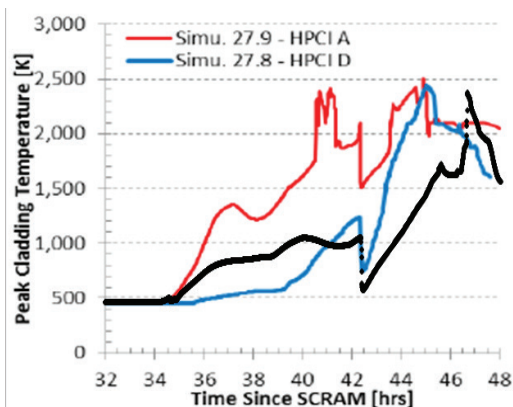
Początkowy etap symulacji dla ciśnienia w pierwotnej obudowie bezpieczeństwa, okazał się dla modelu PAA zbyt mało dynamiczny. Jest to skutkiem zastosowanej nodalizacji wodnego kondensatora pierwotnej obudowy, który w modelu PAA opisany jest jedną objętością kontrolną, a w modelu SNL – szesnastoma. Decydującym momentem awarii dla pierwotnej obudowy bezpieczeństwa jest 42. godzina awarii. Następuje wtedy wyraźny wzrost ciśnienia spowodowany otwarciem zaworu nadmiarowego. Model PAA w zaskakująco dobry sposób zgadza się z danymi TEPCO dla przedziału godzin 39 – 43.

Wartości poziomów wody w zbiorniku reaktora dla analizy amerykańskiej i polskiej są bardzo zbliżone. Modele niemal tak samo reagują na działanie poszczególnych systemów bezpieczeństwa. Gdy dochodzi do ręcznego otwarcia jednego z zaworów nadmiarowych, poziom wody gwałtownie podnosi się i następnie opada co związane jest z nagłym obniżeniem ciśnienia w zbiorniku (woda nagle znajduje się w stanie przegrzanym i dochodzi do parowania wody w całej jej objętości). Po tym zdarzeniu widać na rysunku 8 znaczne różnice w przebiegach symulacji (zarówno SNL jak i PAA) w porówna-

niu z danymi podanymi przez TEPCO. Powodem tego są błędne odczyty czujników pomiarowych wywołane ekstremalnymi warunkami w jakich przyszło im wtedy pracować – woda intensywnie paruje zakłócając pomiar. Poziom wody zaczyna rosnąć po uruchomieniu pomp przeciwpożarowych wtaczających początkowo wodę świeżą, a następnie morską.

Rysunki 9 i 10 przedstawiające odpowiednio najwyższą temperaturę koszulki paliwowej i produkcję wodoru, są ze sobą bardzo ściśle związane. Należy pamiętać, że reakcja utleniania stali i cyrkonu zależy od temperatury metalu oraz obecności pary wodnej i jest reakcją egzotermiczną. Intensywność procesu utleniania wzrasta z temperaturą i może dojść do sytuacji, w której reakcja zachodzi tak gwałtownie, że nawet dostarczanie wody nie ochładza koszulki paliwowej, a wprost przeciwnie jeszcze intensyfikuje reakcję. Dodatkowo na powierzchni tworzy się pasywna warstwa tlenku metalu o dużo wyższej temperaturze topnienia niż czysty metal. Czynniki te decydują o niestabilności zjawiska utleniania.

Zarówno temperatura koszulki paliwowej jak i ściśle z nią powiązana produkcja wodoru w ogromnym stopniu uzależnione są od za-



Rys. 9. Wykres zmian najwyższej temperatury koszulki paliwowej w trakcie awarii dla modelu PAA (linia czarna), na tle wykresu SNL [1].

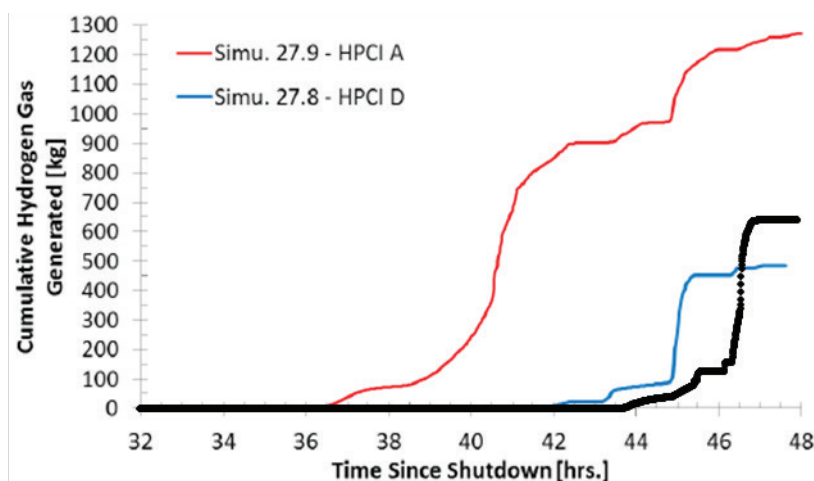
stosowanej nodalizacji obszaru rdzenia. Rzadka nodalizacja uśrednia ciśnienie i temperaturę płynu wzdłuż pręta paliwowego. W efekcie tego temperatura koszulki paliwowej w górnej części rdzenia jest niedoszacowana, a reakcja utleniania metali parą wodną zbyt wolna i opóźniona. Gęsta nodalizacja obszaru rdzenia jest szczególnie istotna przy rozpatrywaniu awarii,

w których dochodzi do odstąpienia rdzenia, aby móc dostatecznie dobrze odzwierciedlić zachowania dynamiczne wtedy panujące.

8. Podsumowanie

Przedstawione wyniki symulacji potwierdzają prawidłowość przyjętego modelowania. Pokrywają się one dość dobrze z wynikami otrzymanymi przez SNL. Różnice w przebiegach podstawowych parametrów bloku wynikają głównie z zastosowania uproszczonej nodalizacji, która utrudnia pełne odzwierciedlenie dynamiki zjawisk zachodzących w czasie awarii ciężkiej. Dokładniejsza nodalizacja wiązałaby się jednak z dużym, dodatkowym nakładem pracy koniecznym do wykonania modelowania oraz znaczącym wydłużeniem czasu obliczeń sięgającym kilkudziesięciu godzin. Niewykluczona byłaby konieczność korzystania z dużo szybszego komputera.

Otrzymane wyniki wskazują jednocześnie na znaczący postęp dokonujący się w PAA w Wydziale Analiz Obiektów Jądrowych Departamentu Bezpieczeństwa Jądrowego w postugiwaniu się tak skomplikowanym programem ja-



Rys. 10. Wykres produkcji wodoru w zbiorniku reaktora w trakcie awarii dla modelu PAA (linia czarna), na tle wykresu SNL [1].

kim jest MELCOR. Wiele kwestii obliczeniowych pozostaje nadal otwartych, ale otrzymane wyniki dają podstawę do włączenia się lub przynajmniej krytycznej oceny dyskusji ekspertów na temat awarii w Fukushima.

Literatura:

- [1.] R. Gauntt i inni, „Fukushima Daiichi Accident Study (Status as of April 2012)”, SAND2012-6173, (August 2012).
- [2.] K. R. Robb i inni, „Fukushima Daiichi Unit 3 Melcor Investigation”, Oak Ridge National Laboratory.
- [3.] Y. Chen, W. Ma, „MELCOR Modeling and Simulation of Fukushima Daiichi Unit 3 Severe Accident”, prezentacja z European MELCOR User Group Meeting 2012 (EMUG 2012).
- [4.] US. NRC. “MELCOR Computer Code Manuals, Vol. 1: Primer and User’s Guide, Version 2.1, September 2011” NUREG/CR-6119, Vol.1, Rev 3179.
- [5.] PAA: <http://www.paa.gov.pl>
- [6.] NCBJ: <http://ncbj.edu.pl>

NOTKA O AUTORACH:

MGR INŻ. MATEUSZ WŁOSTOWSKI – WYDZIAŁ ANALIZ OBIEKTÓW JĄDROWYCH DEPARTAMENTU BEZPIECZEŃSTWA JĄDROWEGO PAA.

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

Realizacja postanowień Traktatu o Nierozprzestrzeleniu Broni Jądrowej - weryfikacja materiałów jądrowych

Krzysztof Rzymkowski

Obawy społeczności międzynarodowej przed niekontrolowanym rozprzestrzenianiem i wykorzystaniem materiałów jądrowych w celach militarnych lub przestępczych, przyczyniły się do powstania międzynarodowego systemu ograniczenia prób z bronią jądrową, który jednocześnie umożliwia wymianę informacji naukowych i stymuluje badania nad pokojowym zastosowaniem energii jądrowej.

Obecnie najważniejszym pokojowym wykorzystaniem energii jądrowej jest wytwarzanie energii elektrycznej. Podstawowym elementem elektrowni jądrowej jest reaktor. Materiały używane w reaktorze mogą być wykorzystane do wytworzenia różnych odmian broni jądrowej. Uzyskane nielegalnie materiały jądrowe (lub ogólniej materiały promieniotwórcze) mogą być użyte do budowy broni jądrowej o różnej sile rażenia i przeznaczeniu - np. do celów dywersyjnych lub do skażenia środowiska.

Kontrola i ochrona materiałów jądrowych wykorzystywanych w energetyce jądrowej powinna zatem obejmować cały cykl produkcyjny paliwa jądrowego od chwili uzyskania materiałów wyjściowych, produkcji paliwa, przetwarzania paliwa wypalonego, składowania odpadów promieniotwórczych. Energetyka jądrowa stanowi rozbudowany rodzaj przemysłu, którego charakterystyczną cechą jest cykl paliwowy polegający na zamkniętym obiegu paliwa uranowego przetwarzanego w szeregu zakładach stanowiących niezależne obiekty przemysłowe. Nielegalne uzyskanie materiałów do budowy broni jądrowej jest możliwe na każdym etapie cyklu paliwowego.

Odpowiedzialność za bezpieczeństwo korzystania z materiałów jądrowych spoczywa na państwie, na którego terenie się one znajdują. Jednakże, ze względu na konieczność zapewnienia pełnego bezpieczeństwa, ochrona i kontrola tych materiałów powinna opierać się na rozległej współpracy z wyspecjalizowanymi organizacjami międzynarodowymi.

Układ o nierozprzestrzeleniu broni jądrowej

Pierwsze próby stworzenia międzynarodowego systemu ograniczenia prób z bronią jądrową rozpoczęły się już w 1946 r. Jednakże rozpoczynający się nuklearny wyścig zbrojeń spowodował ich przerwanie. Pierwszą kontrolowaną reakcją jądrową przeprowadzono pod kierunkiem E. Fermiego w 1942 r. w Stanach Zjednoczonych. Pierwszego doświadczalnego wybuchu jądrowego dokonano także w Stanach Zjednoczonych 16 lipca 1945 r. (eksperyment pod kryptonimem „Trinity”). Podobne wybuchy przeprowadzono następnie w ZSRR w 1949 r. W 1952 r. została dokonana próba z bronią jądrową przez Wielką Brytanię, w 1960 r. przez Francję, w 1962 r. przez CHRL.

Technologia wytwarzania broni jądrowej została dobrze poznana i różne problemy techniczne związane z jej wykonaniem mogą być łatwo przezwyciężone, można więc uważać, że bariery technologiczne nie istnieją. Dlatego państwa postanowiły zawrzeć Międzynarodowy Układ o Nierozprzestrzeleniu Broni Jądrowej (*Treaty on the Non-Proliferation of Nuclear Weapons* -

NPT), który został ostatecznie przyjęty i przedłożony do podpisu 1 lipca 1968 r. Układ wszedł w życie 5 marca 1970 r. Depozytariuszami układu są 3 państwa: Stany Zjednoczone, Federacja Rosyjska, Wielka Brytania. Jego stroną jest obecnie 190 państw, Polska ratyfikowała układ 3 maja 1969 r.

Starania o zawarcie tego układu rozpoczęły się krótko po zrzuceniu pierwszych bomb jądrowych w czasie Drugiej wojny światowej w 1945 roku. Stany Zjednoczone na forum nowo powstałej Organizacji Narodów Zjednoczonych zgłosiły wniosek o wprowadzeniu międzynarodowej kontroli materiałów jądrowych. Związek Radziecki wnioskował o zniszczenie i całkowity zakaz wszystkich broni jądrowych. Na jednym z pierwszych Zgromadzeń Ogólnych ONZ powołano Komisję Energii Atomowej (*United Nations Atomic Energy Commission*), której zadaniem było śledzenie problemów związanych z pojawieniem się broni atomowej (tzw. *Plan Barucha*). Do roku 1952 w wyniku przeciągających się negocjacji prace komisji znajdowały się w impasie.

W roku 1953 Prezydent Stanów Zjednoczonych D. Eisenhower w czasie Zgromadzenia Ogólnego ONZ zaproponował powołanie międzynarodowej organizacji, której podstawowym celem byłoby ułatwienie wymiany informacji naukowych i stymulowanie badań nad pokojowym zastosowaniem energii jądrowej i opracowywanie standardów bezpieczeństwa. Powołanie takiej organizacji zostało zatwierdzone w 1956 roku. Nowo utworzona Międzynarodowa Agencja Energii Atomowej (MAEA) od 29 lipca 1957 roku stała się niezależnym organem ONZ. W latach 1957 – 1964 zadania MAEA w zakresie tworzenia międzynarodowego systemu kontroli materiałów jądrowych były bardzo ograniczone.

W roku 1956 kraje Wspólnoty europejskiej powołały wspólną organizację Energii Atomowej – EURATOM, której jednym z zadań było wprowadzenie europejskiego systemu zabezpieczeń przed rozprzestrzenianiem (proliferacją) broni jądrowej.

Postanowienia Międzynarodowego Układu

o Nerozprzestrzenianiu Broni Jądrowej stały się podstawą opracowania międzynarodowego systemu zabezpieczeń, tzn. kontroli materiałów jądrowych (*Safeguards*). Zasadniczym zadaniem tego systemu jest kontrola wypełniania warunków traktatu NPT przez państwa – sygnatariusze traktatu. Kontrola ta polega na niezależnej weryfikacji deklaracji państwa o posiadanych materiałach jądrowych i działaniach związanych z wykorzystaniem energii jądrowej, w celu ustalenia czy deklarowana działalność oraz ilość materiałów jest prawdziwa i materiały nie są wykorzystywane do celów militarnych, a w szczególności nie są używane do budowy jądrowych urządzeń wybuchowych.

Układ o Nerozprzestrzenianiu Broni Jądrowej jest otwarty do podpisu przez wszystkie państwa i każde państwo ma prawo wystąpić z układu.

Państwo podpisujące układ zawiera odrębną umowę, zgodnie ze swoim prawem państwowym, z Międzynarodową Agencją Energii Atomowej o wprowadzeniu systemu zabezpieczeń. Wobec członkostwa w Unii Europejskiej w Polsce obowiązuje od 1 marca 2007 r. Porozumienie między Polską, Europejską Wspólnotą Energii Atomowej (EURATOM) i Międzynarodową Agencją Energii Atomowej w związku z wykonywaniem artykułu III Międzynarodowego Układu o Nerozprzestrzenianiu Broni Jądrowej (NPT) – znane pod nazwą „trójstronnego porozumienia o zabezpieczeniach – INFCIRC/193 oraz tzw. Protokół Dodatkowy do tego Porozumienia – INFCIRC/193/Add 8 – także od 1 marca 2007 r. Państwo zobowiązuje się przyjąć zabezpieczenia w stosunku do wszelkiego wyjściowego i specjalnego materiału rozszczepialnego w całej pokojowej działalności w obrębie swojego terytorium wyłączenie celem weryfikowania, że taki materiał nie jest przesuwany do wykorzystywania go w celach militarnych.

MAEA ma prawo i obowiązek tak stosować zabezpieczenia, aby unikać stawiania przeszkód w rozwoju gospodarczym, technologicznym i współpracy międzynarodowej. Przestrzegane mają być zasady ekonomicznego i bezpieczne-

go prowadzenia działalności. Agencja zobowiązana jest do ochrony poufnych informacji związanych z działalnością przemysłową i handlową Państwa.

Zawierane umowy pomiędzy Państwem i MAEA o wprowadzeniu systemu zabezpieczeń powinny umożliwiać pełną współpracę naukową, techniczną i gospodarczą w zakresie energii jądrowej z krajami należącymi do układu.

Po podpisaniu w 1968 roku Traktatu o Nierozprzestrzeleniu Broni Jądrowej (NPT – Non Proliferation Treaty) powołano w ramach MAEA specjalistyczną służbę - Departament Zabezpieczeń (Department of Safeguards), której zasadniczym zadaniem jest kontrola wypełniania warunków traktatu NPT przez państwa-sygnatariusze. Kontrola ta polega na niezależnej weryfikacji deklaracji państw o materiałach jądrowych i działaniach związanych z wykorzystaniem energii jądrowej, w celu ustalenia czy deklarowana działalność oraz ilość materiałów jest prawdziwa i materiały nie są wykorzystywane do celów militarnych, a w szczególności nie są używane do budowy jądrowych urządzeń wybuchowych.

Państwa-członkowie mogą zawierać z MAEA jeden z trzech rodzajów umów:

- o zabezpieczeniach wszechstronnych,
- o zabezpieczeniach ograniczonych,
- o zabezpieczeniach dobrowolnych.

Umowa o zabezpieczeniach wszechstronnych

Jest to najczęściej zawierany rodzaj umowy obejmujący kontrolą pełną działalność państwa w zakresie energii jądrowej ze szczególnym uwzględnieniem wszystkich materiałów rozszczepialnych na terytorium całego państwa wraz z terytoriami znajdującymi się pod jego jurysdykcją z możliwością pełnego kontrolowania, czy materiały te nie zostały przesunięte z zastosowań pokojowych do wytwarzania broni jądrowej w dowolnej postaci (IAEA INFCIRC/153).

W 1992 roku postanowiono, że umowa o zabezpieczeniach wszechstronnych powinna obejmo-

wać wszystkie materiały jądrowe (nie tylko rozszczepialne) znajdujące się w posiadaniu państwa. Postanowiono rozszerzyć uprawnienia MAEA o mechanizmy umożliwiające wykrywanie ewentualnych ukrytych (nie deklarowanych) działań, jak i nie deklarowanych materiałów jądrowych. Opracowano i podpisano *rozszerzenie Traktatu NPT, tzw. Protokół Dodatkowy (Additional Protocol)*, zapewniający MAEA pełną możliwość niezależnej weryfikacji wszystkich materiałów jądrowych (nie tylko rozszczepialnych), znajdujących się w posiadaniu państwa, oraz ujawnienia ewentualnych ukrytych (nie deklarowanych) działań. Dalszym rozszerzeniem Traktatu jest tzw. *umowa o małych ilościach (Small Quantities Protocol - SQP)*, wprowadzona po raz pierwszy w 1971 roku, a od roku 2005 stanowiąca integralną część Traktatu.

Umowa o zabezpieczeniach ograniczonych

W niektórych krajach zabezpieczenia MAEA są stosowane tylko do materiałów jądrowych lub działań w zakresie energii jądrowej wymienionych w umowie (IAEA INFCIRC/66). Działania MAEA sprowadzają się do kontroli, czy wymienione w układzie elementy techniki jądrowej nie służą krajowi do wytwarzania broni jądrowej. Krajem wytwarzającym taką broń są np. Indie.

Umowa o zabezpieczeniach dobrowolnych

Układ o nierozprzestrzeleniu broni jądrowej nie dotyczy państw posiadających taką broń w czasie tworzenia systemu zabezpieczeń, tj. Stanów Zjednoczonych, Wielkiej Brytanii, Francji, ZSRR (obecnie Rosji), Chin (ChRL). Mogą one jednakże zgłosić dobrowolnie materiały jądrowe lub obiekty jądrowe do kontroli przez MAEA na warunkach ogólnych NPT. MAEA ma prawo wówczas wyboru obiektu lub obiektów, spośród zgłoszonych, w których będzie kontrolować stosowanie postanowień układu NPT.

Umowy Dobrowolne (*Voluntary Offer Agreement - VOA*) przewidują, że państwo może ze względów bezpieczeństwa, wycofać zgłoszone materiały jądrowe, jak i obiekty spod kontroli MAEA. Jednakże pewne działania np.: transfer materiałów jądrowych (głównie paliwa do elektrowni) do innych państw jest objęty kontrolą.

Organizacja systemu kontroli materiałów

Podstawowym celem systemu kontroli materiałów jądrowych jest utworzenie kompleksowego zespołu procedur, który poprzez długoterminowe działania kontrolne uniemożliwiłby m.in. nielegalne uzyskanie wystarczającej ilości materiałów jądrowych potrzebnych do konstrukcji jądrowych urządzeń wybuchowych lub do skażenia środowiska. Międzynarodowy system kontroli jest technicznym środkiem weryfikacji wypełnienia zobowiązań podjętych przez Państwa, zawartych w Układzie NPT lub innych układach dotyczących pokojowego wykorzystania energii jądrowej. Ma on na celu:

- zapewnienie spójności międzynarodowej o wypełnianiu tych zobowiązań,
- ujawnienie wszystkich ewentualnych zmian w wykorzystaniu materiałów jądrowych objętych systemem z zastosowań pokojowych do militarnych, bądź do innych nieznanych celów i zapobieganie takim zmianom.

Zadania Międzynarodowej Agencji Energii Atomowej i Państw wynikające z wzajemnej umowy

Indywidualne umowy zawierane przez Państwo z Międzynarodową Agencją Energii Atomowej na podstawie Układu NPT zobowiązują każdą ze stron do określonych działań.

Państwo powinno zorganizować i utrzymywać system ewidencji i kontroli całego materiału jądrowego podlegającego zabezpieczeniu. Państwo jest zobowiązane do przekazania MAEA pełnej informacji o tym materiale i o sposobach jego zabezpieczenia.

Objektami jądrowymi, są obiekty (budynki wraz z wyposażeniem) w których są produkowane, przetwarzane, wykorzystywane, przemieszczane, przechowywane lub usuwane (np. w wyniku powstałej awarii) materiały jądrowe. Materiałami jądrowymi nazywane są materiały, które mogą być użyte do budowy jądrowych środków wybuchowych.

Państwowy system ewidencji i kontroli (*State System of Accounting for and Control of nuclear materials – SSAC*) powinien opierać się na strukturze tzw. rejonów bilansu materiałowego (*Material Balans Area – MBA*) tzn. rejonów w obiekcie jądrowym lub poza nim, gdzie:

- ilość materiału jądrowego może być dokładnie określona i rejestrowana przy jego przenoszeniu poza granice rejonu,
- stan faktyczny materiału może być w każdej chwili sprawdzony zgodnie z ustalonymi procedurami, tak aby mógł być sporządzony jego bilans.

Należy podkreślić, że wielkość rejonu bilansu materiałowego jest związana z dokładnością z jaką można przeprowadzić bilans. Przy wyznaczaniu rejonu bilansu materiałowego uwzględnia się możliwość fizycznego ograniczenia i możliwość nadzoru rejonu, np. na terenie elektrowni każdy blok energetyczny (reaktor wraz basenem wypalonego paliwa i magazynem świeżego paliwa) stanowi zwykle jeden rejon bilansu materiałowego. Jeżeli elektrownia posiada np. cztery bloki energetyczne, to może posiadać cztery rejonu bilansu materiałowego. Jeżeli na terenie elektrowni znajduje się dodatkowy przechowalnik wypalonego paliwa to może on być potraktowany jako kolejny odrębny rejon bilansu. Podobnie w zakładach produkcji paliwa mogą być wydzielone rejonu bilansu w zależności od potrzeb technologicznych. Krajowy system zabezpieczeń powinien umożliwiać:

- utworzenie systemu pomiarów do określania i sprawdzania ilości materiału jądrowego otrzymywanego, produkowanego, wysyłanego, lub usuwanego ze stanu inwentarza,
- ocenę dokładności pomiarów oraz stopnia ich niepewności,

- przeprowadzania inwentaryzacji z natury,
- określenia metod badania nadwyżek lub braków materiałów,
- prowadzenie systemu dokumentacji całościowej dla każdego rejonu, przedstawiającej wszelkie zmiany inwentaryzacji.

Państwo zobowiązuje się przesyłać do MAEA sprawozdanie o stanie materiałów jądrowych w każdym MBA przygotowane na podstawie prowadzonej ewidencji uwzględniającej wszystkie zmiany stanu inwentarzewego, wyniki pomiarów materiałów, dokumentację ruchową materiału, obejmującą dane eksploatacyjne pozwalające na określenie zmiany składu i ilości materiału, dane skalowania przyrządów w poszczególnych zbiornikach, metody pobierania próbek, oszacowanie błędów pomiarowych, metody ustalania wielkości i przyczyn awaryjnych lub niemierzalnych strat materiałowych. Pełna dokumentacja powinna być prowadzona oddzielnie dla każdego rodzaju materiału: plutonu, uranu, toru. Informacje o zmianach stanu materiałów powinny być przesyłane w terminie 30 dniowym. Sprawozdania specjalne przygotowywane są w przypadku awarii lub innych okoliczności pozwalających przypuszczać, że nastąpiły straty materiału jądrowego.

Podstawową rolą MAEA jest niezależna weryfikacja uzyskiwanych informacji przez przeprowadzanie kontroli: zwyczajnych, specjalnych i ad hoc.

Kontrole zwyczajne przeprowadzane są w celu: sprawdzenia zgodności sprawozdań z prowadzoną dokumentacją, sprawdzenia lokalizacji, ilości i składu materiałów jądrowych, weryfikacji informacji o możliwych przyczynach powstania nie zaewidencjonowanego materiału, powstałych np. w wyniku różnicy między danymi dostawcy i odbiorcy lub wątpliwości co do składu materiału.

Kontrole specjalne przeprowadzane są w celu weryfikacji informacji zawartych w sprawozdaniach specjalnych zawierających odpowiednie wyjaśnienia oraz informacji uzyskanych w czasie kontroli zwyczajnych.

Kontrole ad hoc przeprowadzane są w celu we-

ryfikacji informacji zawartych w początkowym sprawozdaniu o materiale jądrowym i informacji o zmianach stanu materiału jądrowego oraz identyfikacji i weryfikacji ilości i składu materiału przed jego wywozem lub po przywozie.

Przeprowadzenie kontroli przez MAEA wymaga dokładnego przeanalizowania przesłanej dokumentacji, przeprowadzenia niezależnych pomiarów, weryfikacji skalowania krajowych systemów pomiarowych pod względem ich poprawności działania, sprawdzenia i ewentualnego zainstalowania systemów obserwacji, sprawdzenia lub założenia nowych pieczęci (plomb), wykorzystania dodatkowych, dostosowanych do potrzeb obiektu specjalnych systemów zabezpieczających.

W celu ułatwienia przeprowadzania kontroli w każdym rejonie bilansu materiałowego wyznacza się tzw. kluczowe punkty pomiarowe KMP (*Key Measurement Points*). Są to miejsca gdzie materiał jądrowy znajduje się w postaci umożliwiającej jego identyfikację i pomiary określające jego stan (ilość, skład). Kluczowe punkty pomiarowe powinny obejmować przede wszystkim miejsca wejść i wyjść materiału z rejonu bilansu oraz magazynu materiałowego w tym rejonie.

MAEA powinna posiadać możliwość: obserwacji, czy próbki materiału (do badań nieniszczących, niszczących) w kluczowych punktach pomiarowych wykorzystywanych do celów ewidencji były pobierane tak, by zapewnić ich reprezentatywność; obserwacji obróbki i analizy, czy przeprowadzane pomiary próbki są dla celów ewidencji reprezentatywne; obserwacji prawidłowości skalowania przyrządów, poprawności ich pracy i innego używanego sprzętu. W razie konieczności MAEA powinna uzgodnić z Państwem-sygnatariuszem przeprowadzenie dodatkowych pomiarów, pobranie dodatkowych próbek celem przeprowadzenia ich analizy, stosując uzgodnione metody skalowania i pomiaru. Ponadto w celu zapewnienia niezależności badań MAEA może wykorzystywać własny sprzęt pomiarowy i monitorujący, stosować własny system plombowania urządzeń

magazynów pojemników transportowych itp. Pobrane próbki do badań niszczących są przesyłane do niezależnych ośrodków badawczych. Analiza próbek środowiskowych (niezwykle precyzyjnej nowej techniki pomiarowej badającej śladowe ilości materiału jądrowego) jest przeprowadzana w analitycznym laboratorium MAEA.

Porozumienie między Państwem i MAEA zapewnia inspektorom przede wszystkim dostęp do dowolnych miejsc, w których znajduje się materiał jądrowy. Rozszerzenie układu NPT zapewnia również dostęp do innych miejsc w obiekcie jądrowym, w których istnieje potencjalna możliwość ukrycia lub przetworzenia materiału jądrowego. *(Protokół Dodatkowy - Additional Protocol). Nowym wymaganiem jest np. weryfikacja, w czasie inspekcji zwykłej, informacji projektowych (Design Information) związana nie tylko ze zmianami eksploatacyjnymi ale i przebudową lub rozbudową obiektu nie tylko w rejonie bilansu materiałowego.*

Ilość, częstotliwość, czas trwania, rozłożenie w czasie kontroli zwyczajnych w każdym rejonie bilansu materiałowego zależy przede wszystkim od ilości materiału w tym rejonie, rodzaju materiału, jego wzbogacenia, składu, postaci (np. gaz, metal, sprasowane lub sproszkowane tlenki, itp.).

MAEA ma obowiązek zawiadomić państwo o zamierzonej kontroli zwyczajnej lub ad hoc nie później niż 24 godziny przed jej rozpoczęciem. W przypadku kontroli specjalnej, kontrola powinna odbyć się jak najszybciej.

O wynikach kontroli MAEA informuje państwo zgodnie z ustalonymi w podpisanym układzie terminami.

Zabezpieczenia wobec materiału jądrowego ustają po stwierdzeniu przez MAEA, że materiał został zużyty lub rozproszony w taki sposób, że nie może być wykorzystywany do jakiegokolwiek działalności jądrowej istotnej z punktu widzenia zabezpieczeń lub stał się nieodzyskiwalny. Zakończenie zabezpieczeń materiału jądrowego w Państwie następuje również w przypadku jego transferu do innego Państwa, zgodnie

z warunkami określonymi we wzajemnych umowach między państwem i MAEA.

Jeżeli materiał zostanie przekazany do innej działalności pozajądrowej jego zabezpieczenie może być również zakończone po uzgodnieniu odpowiednich warunków między państwem i MAEA.

Państwo może używać materiału jądrowego podlegającego systemowi zabezpieczeń w działalności jądrowej nie wymagającej tego systemu, jeżeli użycie materiału nie będzie sprzeczne z podjętymi przez państwo zobowiązaniami i materiał będzie wykorzystany do działalności pokojowej, a w czasie jego wyłączenia nie będzie użyty do celów militarnych, w szczególności do produkcji broni jądrowej. Takie wyłączenie może nastąpić po uzgodnieniu warunków z MAEA, która musi być poinformowana o ilości i składzie materiału w okresie wyłączenia z systemu.

Państwo eksportujące materiały jądrowe objęte systemem zabezpieczeń powinno informować MAEA o każdym zamierzonym transferze w terminie uzgodnionym w umowie. Zawiadomienie musi określać: sposób identyfikacji materiału, jego ilość, postać, rejon bilansu materiałowego, z którego pochodzi materiał, datę i miejsce przygotowania transferu, przewidywany czas odbioru w miejscu przeznaczenia itp. Wzajemne umowy między Państwem i MAEA regulują bardzo szczegółowo wszelkie wzajemne powiązania wynikające z potrzeb międzynarodowego systemu zabezpieczeń. W umowie zawarte są zwykle również warunki ubezpieczeń, odszkodowań powypadkowych, zasady pokrywania kosztów inspekcji, pomiarów, prawa i obowiązki inspektorów, immunitety, itd. Ewentualne kwestie sporne są rozwiązywane zgodnie z prawem międzynarodowym.

Międzynarodowy system zabezpieczeń (Safeguard)

Materiały przeznaczone do produkcji jądrowych środków wybuchowych zawierają pluton lub uran wysokowzbogacony w rozszczepial-

ny izotop ^{235}U . Podobne materiały zawierające izotopy rozszczepialne plutonu i uranu są powszechnie używane w reaktorach jądrowych¹. Uzyskanie tych substancji stwarza potencjalną możliwość wyprodukowania broni jądrowej nie tylko przez Państwa ale i przez organizacje terrorystyczne. Dlatego też, w celu uniemożliwienia dokonania przesunięcia materiałów jądrowych z obszaru zastosowań pokojowych do militarnych, wszystkie materiały jądrowe (nie tylko rozszczepialne używane do produkcji jądrowych środków wybuchowych) znajdujące się na terenie danego Państwa, w szczególności Państwa posiadającego zakłady przerobu paliwa są objęte międzynarodowym systemem zabezpieczeń prowadzonym przez MAEA.

Ewidencja i kontrola tych materiałów powinna rozpoczynać się w tym momencie procesu produkcyjnego, w którym materiał będzie posiadał dostatecznie wysoką czystość chemiczną i skład umożliwiający szybkie jego użycie do budowy broni jądrowej (uwzględniając w tym użycie materiału jako tzw. „brudnej broni jądrowej” do skażenia terenów zamieszkałych i środowiska na wzór katastrofy jądrowej przez np. organizacje terrorystyczne). Termin wyłączenia materiału z ewidencji jest trudny do określenia. Na ogół uważa się, że materiał może zostać całkowicie wyłączony z ewidencji, jeżeli będzie w stanie uniemożliwiającym użycie go do budowy broni jądrowej.

System zabezpieczeń powinien obejmować pełny cykl paliwowy. Cykl paliwowy obejmuje kolejne fazy przerobu materiału jądrowego począwszy od przerobu rudy zawierającej znikomą ilość naturalnego nuklidu rozszczepialnego ^{235}U oraz potencjalne materiały paliwowe ^{238}U , ^{232}Th , poprzez wzbogacenie uranu (tzn. rozdzielenie izotopów ^{235}U i ^{238}U w celu uzyskania większego stężenia ^{235}U) i wytworzenie paliwa jądrowe-

¹ Stosowanie uranu wysokowzobogaconego (HEU) dotyczy reaktorów badawczych lub produkcyjnych; w reaktorach używanych do wytwarzania energii elektrycznej w elektrowniach jądrowych paliwo takie nie jest stosowane. W odniesieniu do reaktorów badawczych trwa obecnie w skali globalnej proces przechodzenia z paliwa wysokowzobogaconego (HEU) na niskowzobogacone (LEU) – przyp.red.

go, jego wypalenie w reaktorze, chłodzenie wypalonego paliwa i przerób paliwa (wydzielenie nuklidów rozszczepialnych) do magazynowania odpadów radioaktywnych.

W cyklu paliwowym naturalny nuklid rozszczepialny ^{235}U ulega zużyciu („wypaleniu” w reaktorze), a z materiału paliwowego zostają wytworzone (przez konwersję lub powielanie) nuklidy rozszczepialne ^{233}U , ^{239}Pu , co umożliwia energetyczne wykorzystanie materiału rozszczepialnego.

Tylko niektóre kraje rozwinięte posiadają rozbudowany przemysł jądrowy obejmujący wszystkie fazy cyklu paliwowego. W większości jest on w danym kraju ograniczony i najczęściej sprowadza się do posiadania przez państwo reaktorów energetycznych lub badawczych. Najważniejszym krokiem do wprowadzenia międzynarodowego systemu zabezpieczeń jest ustalenie, w których fazach wykorzystywanego przez państwo cyklu paliwowego można dokonać łatwego przesunięcia (lub przechwycenia np. do celów terrorystycznych) materiału jądrowego z zastosowań pokojowych do militarnych. System zabezpieczeń (jego wprowadzenie i kontynuacja) jest opracowywany indywidualnie dla każdego kraju i obiektu jądrowego. **Dla potrzeb systemu zabezpieczeń przyjęto, że obiektem jądrowym jest każde urządzenie w którym ilość używanego materiału jądrowego jest większa niż jeden kilogram efektywny (*effective kilogram ek*).** Ilość materiału jądrowego w kilogramach efektywnych jest obliczana następująco:

Dla plutonu jest to jego masa w kg;

Dla uranu o wzbogaceniu 0,01 (1 %) i więcej jest to jego masa w kg pomnożona przez kwadrat wzbogacenia (np. 1kg uranu o wzbogaceniu 1% to $1\text{kg} \times (0,01)^2 = 1 \times 10^{-4}\text{ekg}$);

Dla uranu o wzbogaceniu poniżej 0,01 i powyżej 0,005 jest to jego masa w kg pomnożona przez 10^{-4} ;

Dla uranu zubożonego o wzbogaceniu 0,003 lub poniżej jest to jego masa w kg pomnożona przez $0,5 \times 10^{-4}$;

Dla toru jest to jego masa w kg pomnożona przez $0,5 \times 10^{-4}$.

Dla celów systemu zabezpieczeń wyróżnia się następujące obiekty jądrowe: reaktory energetyczne, reaktory badawcze, zestawy krytyczne, zakłady przerobu materiału jądrowego, zakłady produkcji paliwa, zakłady przerobu paliwa, zakłady wzbogacania, magazyny materiałów jądrowych oraz inne zakłady posiadające jeden kilogram efektywny.

Jak już wspomniano, zgodnie z umową między Państwem i MAEA system zabezpieczeń obejmuje: kontrolę ewidencji i dokumentacji materiałów jądrowych, kontrole ich przechowywania (zabezpieczenia fizyczne, pieczęci, plomby itp.), obserwację obszarów w których może dojść do przechwycenia materiału (kamery połączone z systemem rejestracji, systemy telewizyjne, czujniki ruchu, detektory promieniowania itp.) oraz różnego rodzaju pomiary na terenie obiektu jądrowego (badania nieniszczące), zbieranie próbek środowiskowych, pobieranie próbek materiału do późniejszej analizy (badania niszczące) pozwalające na pełną weryfikację materiału jądrowego (ilości, składu, wzbogacenia, itp.). Przy opracowywaniu systemu uwzględnia się możliwie wszystkie przewidywane sposoby przeniesienia materiału z zastosowań pokojowych do militarnych, prowadzących do wytworzenia broni jądrowej, określając minimalną ilość materiału (różną dla różnych materiałów) potrzebną do skonstruowania urządzenia wybuchowego, czas potrzebny do wykonania takiego urządzenia i sposoby przechwycenia materiału. Są to następujące wielkości:

- progowa ilość materiału jądrowego,
- czas konwersji,
- sposoby przesunięcia (przechwycenia).

Progowa ilość materiału jądrowego (*Threshold Amount*) – jest to minimalna przybliżona ilość materiału rozszczepialnego potrzebnego do wytworzenia jednego jądrowego urządzenia wybuchowego (A/6858 UN 1968).

| Materiał | | Ilość [kg] |
|----------|------------------------------|------------|
| Pu | $^{239}\text{Pu} > 95\%$ | 8 |
| U | $^{235}\text{U} > 90 - 95\%$ | 25 |
| U | ^{233}U | 8 |

Czas konwersji (*Conversion time*) – jest to czas potrzebny do przekształcenia różnych postaci materiału jądrowego do postaci metalicznej, stanowiącej podstawowy element jądrowego urządzenia wybuchowego. Nie obejmuje on potrzebnego czasu do transportu i montażu urządzenia.

| Wyjściowa postać materiału | Czas konwersji |
|---|----------------|
| Pu wzbogacony, metaliczny | 7-10 dni |
| ^{233}U wzbogacony, metaliczny | 7-10 dni |
| PuO_2 , $\text{Pu}(\text{NO}_3)_4$ lub inne związki Pu, U wzbogacony, tlenki ^{233}U lub inne związki U, Mieszanki tlenków (MOX) lub związków zawierających Pu, U ($^{233}\text{U} + ^{235}\text{U} \geq 20\%$), Pu, U wzbogacony i/lub ^{233}U w postaci mieszanin (roztworów) różnych związków | 1-4 tygodni |
| Pu, U wzbogacony lub ^{233}U w wypalonym paliwie | 1-3 miesiące |
| U naturalny, $< 20\%$ ^{235}U , Th | 1 rok |

Przesunięcie (przechwycenie) materiału jądrowego jest rozumiane jako część zaplanowanej akcji o wysokim prawdopodobieństwie sukcesu. Akcja może mieć na celu zbudowanie kilku urządzeń wybuchowych przy minimalnym ryzyku wykrycia. Zakłada się, że niejądrowe elementy urządzenia są przygotowywane niezależnie. Pojęcia podstawowe (progowa ilość materiału jądrowego, czas konwersji, sposoby przesunięcia, przechwycenia) umożliwiają określenie częstotliwości skuteczności inspekcji oraz zdefiniowanie zbioru parametrów systemu zabezpieczeń, które muszą być kontrolowane. Ten zbiór parametrów systemu, to techniczne miary systemu zabezpieczeń na które składają się:

- znacząca ilość materiału jądrowego,

- czas wykrycia przesunięcia,
- czas międzyinspekcyjny,
- prawdopodobieństwo wykrycia braku materiału jądrowego,
- prawdopodobieństwo braku materiału w ewidencji,
- prawdopodobieństwo fałszywego alarmu.

Znacząca ilość materiału jądrowego (*Significant Quantity SQ*) jest to przybliżona ilość materiału rozszczepialnego, dla której nie można wykluczyć prawdopodobieństwa budowy jądrowego urządzenia wybuchowego przy zastosowaniu różnych metod przetwarzania materiału. Ponieważ w czasie procesu produkcyjnego występują ubytki materiału wartość SQ nie musi odpowiadać wartości masy krytycznej.

| Materiał | SQ |
|---|---|
| Materiały do bezpośredniego wykorzystania | |
| Pu ^a | 8 kg Pu |
| ²³³ U | 8 kg ²³³ U |
| HEU (²³⁵ U ≥ 20%) | 25 kg ²³⁵ U |
| Materiały wymagające przetworzenia | 75 kg ²³⁵ U |
| U (²³⁵ U ≤ 20%) | (lub 10 t U naturalnego lub 20t U zubożonego) |
| Th | 20 t Th |

^a dla Pu zawierającego mniej niż 80% ²³⁸Pu

HEU (*Highly Enriched Uranium*) uran o wysokim wzbogaceniu

Czas wykrycia przesunięcia (*Detection Time*) – jest to maksymalny przedział czasu pomiędzy dokonaniem przesunięcia, a wykryciem go przez inspektorów MAEA. Nie powinien on przekraczać czasu konwersji. Czas wykrycia przesunięcia jest podstawowym parametrem umożliwiającym określenie czasu międzyinspekcyjnego narzucającego częstotliwość inspekcji zwyczajnych.

Czas międzyinspekcyjny (*Timelines*) – jest to minimalny przewidywany przedział czasu potrzeb-

ny do wykonania jądrowego urządzenia wybuchowego. Zależy on od wielu czynników, np. poziomu technologicznego, stanu techniki, wykształcenia personelu, organizacji pracy itp. Rzeczywisty czas pomiędzy dwoma inspekcjami powinien być mniejszy od przewidywanego czasu międzyinspekcyjnego różnego dla różnych kategorii materiału jądrowego. Przewidywany czas międzyinspekcyjny:

- dla paliwa świeżego zawierającego Pu, wzbogacony uran lub MOX - 1 miesiąc,
- dla paliwa wypalonego zawierającego Pu lub wzbogacony uran - 3 miesiące,
- dla paliwa świeżego zawierającego uran naturalny, uran niskowzbogacony, uran zubożony lub Th – 12 miesięcy.

Aby skrócić czas wykrycia przesunięcia w okresie międzyinspekcyjnym w obszarach spodziewanego uprowadzenia materiału stosowane są automatyczne systemy śledzące. W niektórych rejonach bilansu materiałowego, np. w zakładach przerobu paliwa, jest nawet konieczne wprowadzenie inspekcji ciągłych lub w mniej wrażliwych rejonach wprowadzany jest zdalny ciągły monitoring wykorzystujący TV.

Prawdopodobieństwo wykrycia braku materiału (*Detection Probability*) – jest prawdopodobieństwem wykrycia ubytku materiału przy zastosowaniu jednej z metod weryfikacji. Pomiar weryfikacyjny, które muszą być wykonywane metodą wyboru statystycznego materiału zgromadzonego w rejonie bilansu nie są możliwe. Dlatego dokonuje się pomiaru statystycznie znaczącej próbki materiału wybranej losowo. Zakłada się, że stosowane metody weryfikacji umożliwiają wykrycie braku materiału z prawdopodobieństwem 1-β, gdzie β jest prawdopodobieństwem utraty określonej ilości materiału. Automatyczne systemy monitorujące pełnią rolę pomocniczą. Prawdopodobieństwo wykrycia braku materiału w ewidencji (*Accountancy Detection Probability*) – jest to prawdopodobieństwo wykrycia określonej ilości materiału jądrowego przez sprawdzenie stanu ewidencyjnego przy zastosowaniu testów statystycznych. Jest to jeden

z podstawowych parametrów używany w systemie zabezpieczeń w szczególności przy opracowywaniu planów pobierania próbek do analizy i pomiarów. Prawdopodobieństwo wykrycia braku materiału w ewidencji jest określane jako $1-\beta_a$, gdzie β_a jest prawdopodobieństwem niewykrycia braku materiału tj. prawdopodobieństwem tego, że brak materiału nie zostanie na podstawie danych ewidencyjnych wykryty gdy w rzeczywistości nastąpiło jego ukrycie. β_a powinno być mniejsze od 0,1– 0,01. Dla celów obliczeniowych (przygotowania planu pomiarów) zakłada się, że prawdopodobieństwo wykrycia braku znaczącej ilości materiału zawiera się w granicach 0,9 – 0,95.

Prawdopodobieństwo fałszywego alarmu (*False Alarm Probability*) – jest prawdopodobieństwem tego, że analiza statystyczna danych ewidencyjnych wykaże brak określonej ilości materiału, większej od spodziewanej na podstawie pomiarów, mimo, że w rzeczywistości takiego braku nie ma. Przy opracowywaniu planów pomiarów i pobierania próbek przyjmuje się, że prawdopodobieństwo fałszywego alarmu jest mniejsze od 0,05. Przedstawione powyżej pojęcia definiują ogólne zasady tworzenia systemu zabezpieczeń. Na ich podstawie opracowywane są indywidualne systemy zabezpieczeń poszczególnych obiektów.

Opracowanie systemu zabezpieczeń (*Design of Safeguards Approach*) – jest ciągiem czynności polegającym na przygotowaniu odpowiednich dokumentów, dla każdego obiektu, zgodnie z wymaganiami MAEA, jednakże tak aby poszczególne procedury były jak najbardziej ujednolicone i uwzględniały wszystkie parametry (np. czas międzyinspekcyjny, ilość progową materiału, znaczącą ilość materiału itd.). Podstawowym dokumentem wyjściowym umożliwiającym zaprojektowanie systemu zabezpieczeń jest tzw. informacja projektowa.

Informacja projektowa (*Design Information*) jest zbiorem podstawowych informacji o obiekcie, pozwalającym określić rejony bilansu materiałowego, kluczowe punkty pomiarowe, szczegółowe opisy materiałów jądrowych używanych

w obiekcie, informacje lokalizacyjne obiektu, rozmieszczanie materiałów jądrowych. Informacje projektowe są przygotowywane przez Państwo zgodnie z ujednoliconymi wymaganiami MAEA, specjalnej ankiety - Kwestionariusza Informacji Projektowej – DIQ (*Design Information Questionnaire*) i muszą być uzgodnione przed wprowadzeniem materiału jądrowego do obiektu. W przypadku obiektów istniejących przed przystąpieniem Państwa do Układu wszystkie wymagane informacje, szczególnie te które dotyczą materiału jądrowego (ilości, składu, lokalizacji, sposobu magazynowania, identyfikacji użytkowania, itd.) muszą zostać dokładnie zweryfikowane. Informacje projektowe są wykorzystywane do opracowania planów inspekcyjnych. Kolejnym etapem organizowania systemu zabezpieczeń jest określenie czynności inspekcyjnych w obiekcie (*Facility Practice*), opisujących ciąg działań operatora tj. osoby lub zespołu odpowiedzialnego za wypełnienie zobowiązań wynikających z Układu. Przygotowanie takiego planu pozwala na szybkie sprawne i bezpieczne przeprowadzenie inspekcji przy jak najmniejszym absorbowaniu załogi i zakłóceń pracy obiektu.

Działania krajowych systemów zabezpieczeń (*State's System Activity*) opisuje część funkcji krajowego systemu ewidencji i kontroli materiałów jądrowych na poziomie Państwa i obiektu i dotyczy wypełniania zobowiązań wynikających z Układu. Szczegóły systemu ewidencji i kontroli są dokładnie opisane we wzajemnej umowie między Państwem i MAEA.

Podstawy systemu zabezpieczeń (*Basic Safeguards Concepts*) są bardzo ważnym dokumentem koniecznym przy opracowywaniu krajowego systemu, opisującym podstawowe założenia tego systemu konieczne do opracowania jego projektu. W dokumencie opisana jest ogólna strategia systemu. Pozwala to sprawdzić czy system jest wprowadzany zgodnie z wzajemnymi ustaleniami Państwo – MAEA i czy w pełni pozwala osiągnąć podstawowy cel Układu – nierozprzestrzenianie broni jądrowej oraz czy nie doszło do przesunięcia materiałów jądrowych z zastosowań pokojowych do militarnych lub

czy nie zostały one wyprowadzone nielegalnie w celach np. terrorystycznych.

Weryfikacja prowadzona przez MAEA polega między innymi na dokonywaniu niezależnych pomiarów i obserwacji uwzględniających techniczną efektywność systemu. Informacja Projektowa powinna obejmować następujące procedury:

- weryfikacji ewidencji materiału objętego systemem zabezpieczeń poprzez analizę chemiczną i badania nieniszczące,
- stosowania zabezpieczeń uzupełniających ciągle monitoring zabezpieczeń fizycznych,
- sprawdzania przepływu materiału objętego systemem pomiędzy ważnymi etapami cyklu paliwowego,
- okresowej inwentaryzacji z natury przeprowadzanej przez operatora.

Miary (środki) systemu zabezpieczeń (*Safeguards Measures*) - są to specyficzne procedury pozwalające osiągnąć cel systemu zabezpieczeń. Należą do nich przede wszystkim metody weryfikacji ewidencji oraz zabezpieczenia uzupełniające. Jako miary systemu zabezpieczeń mogą być wykorzystane również inne informacje, np. dane dotyczące pracy reaktora, jego stanu itp. Jest to istotne w szczególności tam, gdzie dostęp do materiału jądrowego jest niemożliwy lub utrudniony (np. rdzeń reaktora), a ilość materiału jest znaczna.

Możliwości techniczne systemu zabezpieczeń (*Technical Capability*) określa spodziewane funkcjonowanie systemu przy wykorzystaniu jego miar. Poziom możliwości technicznych systemu jest ograniczony np. przez nieuniknione niedokładności pomiarów podstawowych lub stopień wykrywalności zmian stanu materiału osiągnany w systemie zabezpieczeń uzupełniających. Rzeczywiste możliwości techniczne systemu mogą być także ograniczone przez zastrzeżenia zawarte w umowach dotyczących wprowadzania systemu lub przez niepełne wykorzystanie potencjalnych możliwości inspekcji. Dlatego też przy opracowywaniu systemu, a w szczególności przy definiowaniu jego parametrów i określaniu celu inspekcji i zadań MAEA

muszą być koniecznie uwzględnione możliwości techniczne systemu zabezpieczeń. W ewidencji materiału jądrowego przy sporządzaniu bilansu może być wprowadzona poprawka uwzględniająca niedokładność pomiaru materiału. Poprawka E – oczekiwana niezgodność ewidencji (*Expected Accountancy Capability*) określająca minimalną stratę materiału, która może być wykryta przy weryfikacji ewidencji. Poprawka E jest definiowana następująco:

$$E=3,29 \delta_E A$$

A jest większą z dwóch możliwych ilości materiału jądrowego określonych na podstawie jego ewidencji lub dokumentów źródłowych ruchu materiału (od producenta do obiektu, pomiędzy obiektami itp.),

δ_E jest zakładaną dokładnością pomiaru, 3,29 jest współczynnikiem wynikającym z prawdopodobieństwa wykrycia braku materiałowego $1 - \beta - 0,95$ i prawdopodobieństwa fałszywego alarmu $\alpha - 0,05$.

Międzynarodowe standardy dokładności (*International Standards of Accountancy*) określają oczekiwane wartości dokładności pomiarów przy zakończeniu bilansu materiałowego uważane za osiągalne w praktyce w zakładach jądrowych, w których materiał występuje w postaci masowej, tzn. nie można wydzielić pojedynczych elementów materiału jądrowego, np. płytek, prętów, itp. Oczekiwane dokładności pomiarów na zakończenie bilansu materiałowego dla różnych typów zakładów są następujące:

| Obiekt, w którym materiał występuje w postaci masowej | δ_E |
|---|------------|
| Wzbogacanie uranu | 0,002 |
| Produkcja uranu | 0,003 |
| Produkcja plutonu | 0,005 |
| Przetwarzanie uranu | 0,008 |
| Przetwarzanie plutonu | 0,010 |
| Magazyny złomu | 0,040 |
| Magazyny odpadów | 0,250 |

Przytoczone wartości nie są związane z żadną konkretną postacią materiału. Dla niektórych jego rodzajów (uran, pluton) znajdujących się w wydzielonych magazynach odpadów i złomu względne wartości dokładności mogą być większe w zależności od stanu materiału, np. jego rozproszenia.

Cele inspekcji i procedury (*Inspection Goals and Procedures*) określają zbiór specyficznych dla danego obiektu wymagań koniecznych do wprowadzenia systemu zabezpieczeń. Cele inspekcji i odpowiednie procedury wynikają z zadań MAEA i powinny odzwierciedlać aktualny stan obiektu oraz uwzględniać wymagania wyływające z podpisanych umów i możliwości technicznych systemu. Wprowadzenie rozszerzeń, zmian celów inspekcji, lub procedur inspekcyjnych można dokonać na poziomie Państwo – MAEA z uwzględnieniem potencjału ludzkiego, właściwości przyrządów wykorzystywanych w systemie zabezpieczeń, możliwości służb wspomagających oraz możliwości finansowych MAEA.

Cele weryfikacji ewidencji (*Accountancy Verification Goals*) stanowią część ogólnych celów inspekcji i są wyrażane przez parametr M stosowany w ewidencji materiału jądrowego w celu obliczenia rozmiaru próbki losowej materiału potrzebnej do określenia MUF (*Material Unaccounted for*) tzw. materiału nierozliczonego oznaczającego różnicę pomiędzy ewidencją, a wynikiem spisu z natury. M jest definiowane jako strata materiału jądrowego, która może być wykryta z prawdopodobieństwem 0,90 – 0,95 przy zastosowaniu miar systemu z małym ryzykiem fałszywego alarmu.

Weryfikacja ewidencji jest powiązana z ilością znaczącą jądrowego SQ i oczekiwaną niezgodnością ewidencji E .

Dla każdego obiektu, w którym weryfikacja ewidencji polega na zliczeniu ilości sztuk materiału (np. prętów paliwowych) i pomiarach jego ilości z małą dokładnością (*Partial and Gross Defects*) cel weryfikacji M_s ewidencji wynosi 1 SQ.

Dla każdego obiektu w którym weryfikacja ewidencji polega na pomiarach ilości materiału

z bardzo dużą dokładnością (*Bias Defects*) cel weryfikacji ewidencji M_v odpowiada większej z dwóch wartości: E lub $0,1 SQ$.

W przypadku gdy w danym obiekcie wymagane są wszystkie rodzaje pomiarów i są zliczane sztuki materiału obowiązują oba parametry M_s i M_v .

Kontrole – Inspekcje

Podstawowym celem kontroli przeprowadzanych przez MAEA jest sprawdzenie czy jakaś partia materiału jądrowego nie została ukryta, przechwycona lub przesunięta z zastosowań pokojowych do militarnych, stwarzając potencjalną możliwość wyprodukowania broni jądrowej lub innych środków stwarzających zagrożenie dla ludności lub środowiska. Kontrole te organizowane są przez rozbudowany system inspekcji w obiektach jądrowych i mają na celu sprawdzenie czy deklarowane przez oficjalne organy państwowe informacje o posiadanych materiałach jądrowych są prawdziwe.

Kontrola polega na przeprowadzeniu szeregu, każdorazowo uzgodnionych i objętych umową czynności sprawdzających. W zależności od celu inspekcji mogą one obejmować różne zagadnienia wymagające sprawdzenia ewidencji, anonowanych wcześniej zmian lub wyjaśnienia nieściśności.

Do zwykłego zakresu czynności inspekcyjnych należy:

- sprawdzenie ksiąg ewidencyjnych materiałów jądrowych (*Accounting Records*) prowadzonych oddzielnie dla każdego rejonu bilansu materiałowego (MBA) zawierających informacje o materiale jądrowym (składzie, ilości, lokalizacji, zmianach składu, ruchu materiału),
- sprawdzenie dokumentów eksploatacyjnych (*Operating Records*) zawierających informacje o np. czasie pracy reaktora,
- sprawdzenie zgodności tych informacji ze sprawozdaniami wysyłanymi do MAEA,
- sprawdzenie dokumentacji ruchu materiałów,
- dokonanie pomiarów sprawdzających

- w celu potwierdzenia stanu materiału, pobieranie próbek do późniejszej analizy, pobieranie próbek środowiskowych,
- sprawdzenie lub wymiana plomb i pieczęci MAEA, obsługa urządzeń monitorujących i sprawdzenie poprawności ich działania, a czasem dokonanie przeglądu zapisanej informacji,
 - sprawdzenie poprawności działania, przeprowadzenie kalibracji, konserwacji automatycznych przyrządów pomiarowych zbierających i rejestrujących informacje w czasie międzyinspekcyjnym.

Oprócz inspekcji rutynowych są organizowane, w zależności od potrzeby, inne rodzaje inspekcji zapewniające MAEA pełną możliwość niezależnej weryfikacji wszystkich materiałów jądrowych (nie tylko rozszczepialnych) znajdujących się w posiadaniu państwa oraz ujawnienia ewentualnych ukrytych (nie deklarowanych) działań. Informacje o materiałach jądrowych są zbierane podczas następujących rodzajów inspekcji:

- *Inspekcja początkowa* - polegająca na wstępnym sprawdzeniu informacji o konstrukcji obiektu po zadeklarowaniu przez państwo włączenia go do systemu zabezpieczeń.
- *Inspekcja rutynowa* - polegająca na weryfikacji deklaracji państwa odnośnie materiałów jądrowych i ich rodzaju (składu chemicznego, wzbogacenia, formy fizycznej, itp.), sposobu wykorzystania, lokalizacji i związanych z nimi innych działań, np. przesunięcia do innej kategorii, przeniesienia do innej lokalizacji. Częstotliwość tych inspekcji uzależniona jest od rodzaju materiału i przewidywanej możliwości szybkiego jego wykorzystania do celów militarnych.
- *Inspekcja niezapowiadana* - inspekcja rutynowa w wybranym przez MAEA obiekcie, ale zgłoszona dopiero po przyjeździe inspektora do danego państwa. Częstotliwość jej przeprowadzania jest uzależniona od wielu czynników sugerujących użycie materiałów jądrowych w innych celach niż deklarowane przez państwo.
- *Inspekcja natychmiastowa* - przeprowadzana na żądanie MAEA i zgłoszona bez wcześniejszego uprzedzenia. Ważny jest czas liczony od chwili zgłoszenia do chwili wejścia inspektora do żadanego obszaru (lub obiektu) inspekcji. Ten rodzaj inspekcji jest coraz częściej stosowany w *Systemie Integralnych Zabezpieczeń*.
- *Inspekcja jednoczesna* - przeprowadzana jednocześnie w obiektach o podobnym charakterze, używających identycznych lub podobnych materiałów jądrowych w celu uniemożliwienia np. ich wzajemnego pożyczania.
- *Inspekcja ciągła* - polegająca na stałej obecności i kontrolowaniu przeprowadzanych procesów przez inspektora, najczęściej w obiektach o pracy ciągłej.
- *Inspekcja specjalna* - przeprowadzana w przypadku, gdy konieczne jest uzupełnienie inspekcji rutynowej w celu uzyskania dodatkowych informacji.
- *Inspekcja - wizyta* - polega na obecności inspektorów MAEA w obiekcie w celu innym niż weryfikacja, a wynikającym z umów – np. spowodowana dyskusją na temat konstrukcji obiektu, wprowadzenia nowych technik systemu zabezpieczeń lub zmian istniejących.

W niektórych obiektach, np. wzbogacania uranu, do pewnych rejonów konieczne jest specjalne żądanie dostępu. Są to tzw. inspekcje niezapowiadane o ograniczonej częstotliwości (*LFUA - Limited Frequency Unannounced Inspection*). Wyniki inspekcji są szczegółowo analizowane przez MAEA. Na ich podstawie MAEA przygotowuje coroczny raport o światowym stanie realizacji umowy o pokojowym wykorzystaniu energii jądrowej (w Internecie od 1994 r.) na podstawie oceny wyników Integralnego Systemu Zabezpieczeń (*Integrated Safeguards*) tj. NPT + *Additional Protocol* + *Small Quantities Protocol* w poszczególnych krajach. Polska uczestniczy w „zintegrowanym system zabezpieczeń” wprowadzonym w ramach tzw. trójstronnego porozumienia (Polska-MAEA-EURATOM) i podpisania przez Polskę Protokołu Dodatkowego - od 1 marca 2007 r.

Zobowiązania Polski w tym zakresie określają nie tylko postanowienia Układu NPT oraz porozumienia INFCIRC/193 wraz z protokołem dodatkowym INFCIRC/193/Add 8, ale także wymagania zawarte w rozdziale 5 Ustawy z dnia 29 listopada 2000 r. Prawo atomowe, (Dz.U.2012 poz.264 z późn.zm., artykuły 40-42a i związane z tymi wymaganiami rozporządzenia wykonawcze Rady Ministrów)) jak również postanowienia Rozporządzenia Komisji (EURATOM) Nr 302/2005 z dnia 8 lutego 2005 r. w sprawie stosowania zabezpieczeń przyjętych przez EURATOM (Dz.Urz. UE L54 z 28 lutego 2005 r.).

Raport MAEA obejmuje również informację o stanie wprowadzenia nowych umów, technik, projektów oraz problemy MAEA związane z egzekwowaniem warunków umów w niektórych krajach, a także wyniki prac prowadzonych lub inicjowanych przez MAEA .

Bibliografia:

- [1.] Krzysztof Rzymkowski, Międzynarodowy system zabezpieczeń przed rozprzestrzenianiem broni jądrowej SAFEGUARDS, PTJ. Vol. 50 Z.4, 4-2007 r. Warszawa.
- [2.] Krzysztof Rzymkowski, International Control of Nuclear Materials, 2-nd International Nuclear Energy Congress, Warsaw 22-24 May 2012.
- [3.] Andrzej Suda , Układ o Nierozprzestrzenianiu broni jądrowej, jako prawnie wiążące międzynarodowe zobowiązanie zapobiegające proliferacji broni jądrowej EKOATOM Nr 8/1 Marzec 2013 r. www.ekoatom.com.pl.
- [4.] IAEA Safeguards Glossary 2001 edition, IAEA Vienna 2002.
- [5.] Układ o nierozprzestrzenianiu broni jądrowej Dz.U.70.8.60 z 10 kwietnia 1970 r., Warszawa.

NOTKA O AUTORZE

DR INŻ. KRZYSZTOF RZYMKOWSKI – STOWARZYSZENIE EKOLOGÓW NA RZECZ ENERGII NUKLEARNEJ. BYŁY WIELOLETNI EKSPERT MAEA W ZAKRESIE NIEPROLIFERACJI.

Rozwój probabilistycznych analiz bezpieczeństwa

Dr inż. Ernest Staroń

Wydział Analiz Obiektów Jądrowych

Departament Bezpieczeństwa Jądrowego PAA

W dniach 16-18 października 2013 r. odbyły się w Warszawie warsztaty zorganizowane wspólnie przez Międzynarodową Agencję Energii Atomowej (MAEA) i Państwową Agencję Atomistyki pt. „Rozwój probabilistycznych analiz bezpieczeństwa na poziomie 3 oraz inne zagadnienia powiązane”.

Odbyły się one w ramach programu MAEA nr RER/9/125 dotyczącego „Wzmacniania zdolności oceny bezpieczeństwa jądrowego poprzez program edukacji i szkolenia (SAET)”. Współorganizatorem warsztatów po stronie MAEA był znany ekspert w dziedzinie analiz probabilistycznych - Artur Lyubarskiy z Departamentu Bezpieczeństwa Obiektów Jądrowych, zaś po stronie PAA - Ernest Staroń, naczelnik Wydziału Analiz Obiektów Jądrowych w Departamencie Bezpieczeństwa Jądrowego. Do współpracy przy prowadzeniu warsztatów Artur Lyubarskiy zaprosił ekspertów: Jacquesa Grupe z NRG z Holandii, niezależnego konsultanta - Johna Frasera z Wielkiej Brytanii oraz Andrew Caldwell z Lloyd's Register Consulting ze Szwecji. W spotkaniu uczestniczyło również dwudziestu zaproszonych specjalistów i ekspertów z zagranicy oraz trzynastu zaproszonych specjalistów z Państwowej Agencji Atomistyki, Narodowego Centrum Badań Jądrowych i Polskiej Grupy Energetycznej.

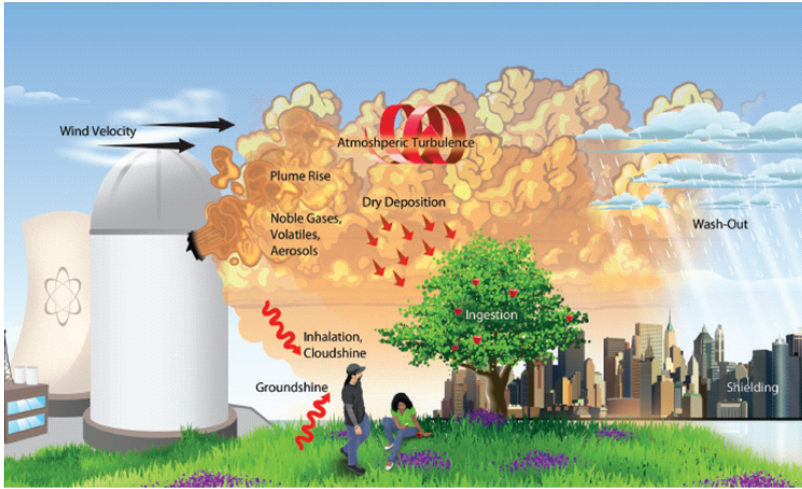
Tematyka warsztatów koncentrowała się wokół probabilistycznych analiz bezpieczeństwa (PSA) na poziomie 3. Analiza ta ma na celu oszacowanie skutków zdrowotnych i socjalnych możliwych scenariuszy awaryjnych prowadzących do uwolnień nuklidów promieniotwórczych do

otoczenia obiektu jądrowego. PSA na poziomie 3 jest kontynuacją PSA wykonywanego na poziomie pierwszym i drugim, przy czym poszczególne poziomy analiz wykonywane są w sposób sekwencyjny, tj. analiza poziomu pierwszego służy jako podstawa do analizy na poziomie 2, a ta z kolei służy jako podstawa analizy na poziomie 3.

W większości krajów przepisy nie wymagają od licencjodawcy wykonania PSA na poziomie 3. Spośród krajów europejskich które wdrożyły energetykę jądrową tego typu analiza wymagana jest jedynie w Holandii i Wielkiej Brytanii. Warsztaty podzielone były na część wykładową prowadzoną przez zaproszonych ekspertów, na część informacyjną, w ramach której swoje prezentacje wygłaszali specjaliści z zagranicy (w ramach tej części prezentację na temat PSA w Polsce wygłosił E. Staroń) oraz na część dyskusyjną mającą na celu zadawanie pytań i w miarę dokładne wyjaśnienie różnych wątpliwości odnośnie PSA na poziomie 3.

W prezentacji otwierającej warsztaty John Fraser stwierdził, że początek prac nad PSA na poziomie 3 wiąże się przede wszystkim z określeniem wielkości uwolnień substancji promieniotwórczych spod obudowy bezpieczeństwa reaktora jądrowego do otoczenia, czyli znajomości tzw. „*source term*”.

Oznacza to określenie rodzaju substancji i pierwiastków (np. CsI, TeO₂, SrO), ich postaci oraz ich aktywności. Kolejnym krokiem niezbędnym do wykonania obliczeń jest określenie sposobu ucieczki substancji promieniotwórczych z obiektu – czy ucieczka ta jest ciągła, czy prze-



Rysunek obrazujący rozprzestrzenianie się produktów rozszczepienia

rywana, a może odbywa się w postaci jednorazowego wyrzutu obłoku do atmosfery. Po uzupełnieniu tych informacji o dane meteorologiczne i po określeniu ukształtowania terenu możliwe staje się przybliżone wyliczenie zagrożenia wokół elektrowni poprzez podanie dawki skutecznej. Do tego, by probabilistyczna analiza bezpieczeństwa na poziomie 3 była pełna należy jeszcze uwzględnić warunki demograficzne i rolnicze. Dopiero wówczas wykonana analiza zaczyna być materiałem na podstawie którego można dokonać przybliżonej oceny wpływu obiektu jądrowego na otoczenie wraz z oceną

prawdopodobnego zagrożenia dla ludzi w sytuacji awaryjnej.

Tematyka warsztatów okazała się bardzo interesująca dla wszystkich uczestników. Większość z nich to specjaliści w analizach probabilistycznych, mający już duże doświadczenie w wykonywaniu PSA na poziomie 1 i 2. Tymczasem okazuje się, że mają oni jednak nikłą wiedzę na temat PSA na poziomie trzecim. Tematyka warsztatów okazała się również niespodziewanie interesująca dla polskich uczestników w świetle konieczności wykonywania i oceny analiz dotyczących lokalizacji pierwszej polskiej elektrowni jądrowej.

Nowa dyrektywa Komisji Europejskiej

Andrzej Merta

Radca Prezesa PAA, Gabinet Prezesa PAA

W Dzienniku Urzędowym Unii Europejskiej (L296/12 z dn. 7.11.2013 r.) opublikowana została dyrektywa Rady 2013/51/EURATOM z dnia 22.10.2013 r. określająca wymogi dotyczące ochrony zdrowia ludności w odniesieniu do substancji promieniotwórczych w wodzie przeznaczonej do spożycia przez ludzi (zwana w skrócie jako "dyrektywa wodna").

Powyższa dyrektywa została opracowana przez grupę ekspertów do spraw art.31 traktatu Euratom, przy czym prace nad tą dyrektywą były rozpoczęte na kilka lat przed przystąpieniem Polski do Unii Europejskiej. Wspomniany dokument stanowi istotne rozwinięcie i uzupełnienie dyrektywy Rady 98/83/WE z listopada 1998 r. w sprawie jakości wody przeznaczonej do spożycia przez ludzi. W dokumencie tym zawartość substancji promieniotwórczych została określona poprzez dwa parametry:

- dawkę wskaźnikową (skuteczną) wynoszącą 0,1 mSv/rok jaką dorosła osoba może otrzymać w wyniku spożycia określonej ilości wody,
- stężenie trytu wynoszące 100 Bq/l jako wartość średnioroczna w reprezentatywnej próbce wody.

Podano również w sposób ogólny zasadę obliczania wartości stężeń promieniotwórczych poszczególnych radionuklidów w wodzie przeznaczonej do spożycia.

Komisja Europejska opierając się na opinii grupy osób uprawnionych przez Komitet ds. Badań Naukowych i Technicznych uznała, że wspomniany dokument powinien być zastąpiony nowym dokumentem. Obecny dokument jest zbyt ogólnikowy i stwarza możliwość różnej interpretacji w zakresie systemu kontroli promieniotwórczości wody. W związku z powyższym nowy dokument zawiera:

- minimalną częstotliwość monitorowania wody w zależności od objętości wody dostarczanej lub produkowanej dziennie,
 - zasady monitorowania pod kątem stężenia promieniotwórczości poszczególnych radionuklidów lub aktywności całkowitej alfa lub aktywności całkowitej beta,
 - zasady wyłączenia wód pitnych z monitorowania (w szczególności naturalne wody mineralne i wody będące produktami leczniczymi),
 - tak zwane wartości parametryczne mające zastosowanie do monitorowania promieniotwórczości wody określone poprzez:
 - dawkę wskaźnikową 0,1 mSv/rok (jak w poprzedniej dyrektywie),
 - stężenie promieniotwórcze radonu wynoszące 100 Bq/l,
 - stężenie promieniotwórcze trytu wynoszące 100 Bq/l,
 - wartości stężeń promieniotwórczości,
 - najczęściej występujące stężenie promieniotwórcze radionuklidów naturalnych i sztucznych w wodzie odpowiadające dawce wskaźnikowej 0,1 mSv/rok,
 - granice wykrywalności poszczególnych radionuklidów oraz granice wykrywalności dla aktywności całkowitej alfa i beta,
 - zasady postępowania w przypadku przekroczenia wartości parametrycznych, o których mowa w pkt 4,
 - zasady transpozycji do prawa krajowego.
- Analiza treści powyższego dokumentu wskazuje na konieczność wprowadzenia odpowiednich modyfikacji i zmian w przepisach Prawa atomowego, a w szczególności w rozporządzeniu Rady Ministrów z dnia 17 grudnia 2002 r. w sprawie stacji wczesnego wykrywania skażeń promieniotwórczych i placówek prowadzących pomiary skażeń promieniotwórczych.

Ankieta dotycząca biuletynu „Bezpieczeństwo jądrowe i ochrona radiologiczna”

Szanowni Państwo

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

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

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

Jeśli nie mają Państwo dostępu do Internetu, a chcieliby wypełnić ankietę, prosimy o kontakt telefoniczny z p. Pauliną Szycko, głównym specjalistą ds. komunikacji społecznej i promocji, pod nr tel. 22 695 97 37 (tel. kom. 783 930 287) lub p. Anną Gierą, specjalistką z Wydziału Prezydialnego Gabinetu Prezesa, pod nr tel. 22 695 9541. Mogą Państwo również udzielić odpowiedzi listownie na adres Państwowej Agencji Atomistyki (ul. Krucza 36, 00-522 Warszawa) z dopiskiem „Gabinet Prezesa”.

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

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

Z poważaniem
Zespół redakcyjny Biuletynu

Notatki