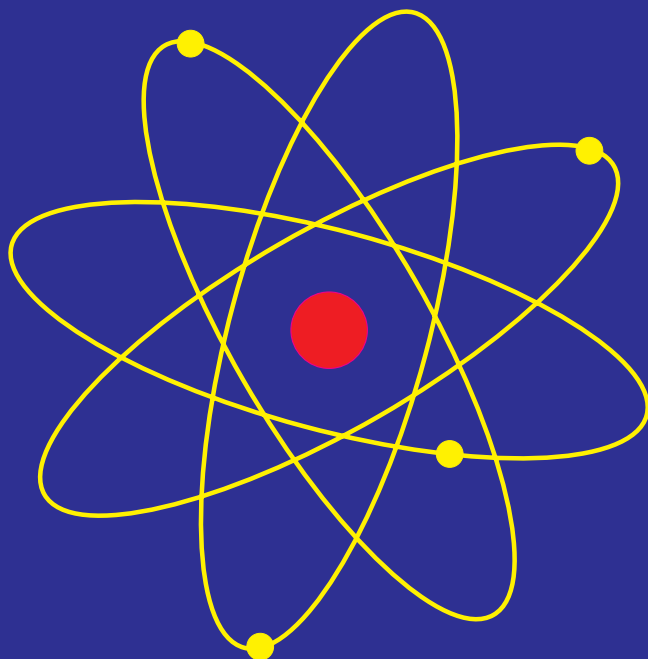


*BEZPIECZEŃSTWO
JĄDROWE
i
OCHRONA
RADIOLOGICZNA*



BEZPIECZEŃSTWO JĄDROWE i OCHRONA RADIOLOGICZNA

BIULETYN INFORMACYJNY PAŃSTWOWEJ AGENCJI ATOMISTYKI

Nr 1(91)/2013
Warszawa

SPIS TREŚCI

I	UZASADNIENIE ORAZ ZAWARTOŚĆ ROZPORZĄDZENIA RADY MINISTRÓW Z DNIA 31 SIERPNIA 2012 R. W SPRAWIE WYMAGAŃ BEZPIECZEŃSTWA JĄDROWEGO I OCHRONY RADIOLOGICZNEJ, JAKIE MA UWZGLĘDNIĆ PROJEKT OBIEKTU JĄDROWEGO (<i>Władysław Kielbasa</i>).....	3
II	UZASADNIENIE ORAZ ZAWARTOŚĆ ROZPORZĄDZENIA RADY MINISTRÓW Z DNIA 31 SIERPNIA 2012 R. W SPRAWIE ZAKRESU I SPOSOBU PRZEPROWADZANIA ANALIZ BEZPIECZEŃSTWA PRZED WYSTĄPIENIEM Z WNIOSKIEM O WYDANIE ZEZWOLENIA NA BUDOWĘ OBIEKTU JĄDROWEGO ORAZ ZAKRESU WSTĘPNEGO RAPORTU BEZPIECZEŃSTWA DLA OBIEKTU JĄDROWEGO (<i>Władysław Kielbasa</i>).....	10
III	STANOWISKA 2. I 3. WENRA WOBEC KLUCZOWYCH PROBLEMÓW BEZPIECZEŃSTWA NOWYCH ELEKTROWNI JĄDROWYCH (<i>Tadeusz Białkowski, Maciej Jurkowski</i>)	15
IV	LEKCJE Z AWARII EJ FUKUSHIMA DAI-ICHI	22
V	ZAGROŻENIA RADIACYJNE ZWIĄZANE Z NATURALNĄ PROMIENIOTWÓRCZOŚCIĄ W PODZIEMNYCH ZAKŁADACH GÓRNICZYCH (<i>Bogusław Michalik, Małgorzata Wysocka</i>).....	27
VI	WARUNKI I MOŻLIWOŚCI WSPÓŁPRACY Z AGENCJĄ ENERGII JĄDROWEJ NEA-OECD DLA POLSKIEGO DOZORU JĄDROWEGO (<i>Maciej Jurkowski</i>).....	35

Szanowni Państwo.

W styczniu br. dobiegł końca ważny etap wydawania nowych rozporządzeń wykonawczych do znowelizowanej w maju 2011 roku ustawy Prawo atomowe, dotyczących obiektów jądrowych, w tym elektrowni jądrowych, na kolejnych etapach ich powstawania - począwszy od lokalizacji, poprzez projektowanie, budowę, rozruch, eksploatację, okresowe przeglądy bezpieczeństwa aż po likwidację. Niezwykle istotny dla obecnego etapu przygotowań do wdrożenia polskiego programu energetyki jądrowej (P-PEJ) jest fakt istnienia już obecnie w Polsce prawnie obowiązujących, spójnych wymagań dotyczących cech projektu EJ, warunkujących uzyskanie zezwolenia Prezesa PAA na budowę takiego obiektu, oraz zakresu analiz bezpieczeństwa koniecznych do przeprowadzenia przez inwestora/jednostkę eksploatującą i przedłożenia urzędowi dozoru jądrowego ich wyników w raporcie bezpieczeństwa wraz z wnioskiem o takie zezwolenie.

Omówieniu dwóch rozporządzeń Rady Ministrów, wydanych sierpniu 2012 r., zawierających te wymagania poświęcone są artykuły pana Władysława Kielbasy otwierające obecny numer Biuletynu. Zawarte w tych rozporządzeniach kryteria akceptacji proponowanych przez wnioskodawcę rozwiązań projektowych zgodne są m.in z tzw. celami bezpieczeństwa (safety objectives) dla nowych EJ, opublikowanymi przez WENRA w listopadzie 2010 r. Rodzaj wytycznych do osiągnięcia tych celów stanowią opublikowane ostatnio tzw. stanowiska WENRA (positions papers) wobec kluczowych problemów w projektowaniu nowych EJ., których omawianie rozpoczęliśmy w poprzednim numerze Biuletynu. Nawiązuje do nich artykuł panów Tadeusza Białkowskiego i Macieja Jurkowskiego omawiający stanowiska WENRA wobec niezależności poziomów obrony w głęb (S.2) oraz wobec tzw. sekwencji złożonych (S.3). Wskazówki nt. uwzględnienia w projektach nowych EJ wniosków z awarii w Fukushima Daiichi ilustruje zamieszczone tłumaczenie istotnych fragmentów Stanowiska WENRA w tej sprawie.

Przygotowywany projekt nowej dyrektywy UE w sprawie podstawowych norm ochrony zdrowia przed zagrożeniami związanymi z promieniowaniem jonizującym (new BSS) kładzie niewspółmiernie większy niż dotychczas nacisk na odpowiednie uwzględnianie wpływu promieniowania naturalnego. Zagrożeniom związanym z naturalną promieniotwórczością w podziemnych zakładach górniczych poświęcony jest artykuł pana Bogusława Michalika i pani Małgorzaty Wysockiej. Numer zamyka informacja pana Macieja Jurkowskiego o bieżących pracach komitetu CNRA NEA-OECD i jego grup roboczych, koncentrujących się na zagadnieniach istotnych dla dozoru jądrowego obiektów energetyki jądrowej.

Redakcja Biuletynu

UZASADNIENIE ORAZ ZAWARTOŚĆ ROZPORZĄDZENIA RADY MINISTRÓW

z dnia 31 sierpnia 2012 r. w sprawie wymagań bezpieczeństwa jądrowego i ochrony radiologicznej, jakie ma uwzględniać projekt obiektu jądrowego
(Dz. U. z 20.09.2012 r., poz. 1048)

Władysław Kielbasa
Państwowa Agencja Atomistyki

Omawiane rozporządzenie jest wykonaniem upoważnienia zawartego w art. 36c ust. 3 ustawy z dnia 29 listopada 2000 r. – Prawo atomowe (Dz. U. z 2012 r. poz. 264).

Nowelizacja ustawy Prawo atomowe związana z wdrożeniem do polskiego prawa postanowień dyrektywy Rady 2009/71/Euratom z dnia 25 czerwca 2009 r. ustanawiającej wspólnotowe ramy bezpieczeństwa jądrowego obiektów jądrowych (Dz. Urz. UE L 172 z 02.07.2009 r., str. 18 oraz Dz. Urz. UE L 260 z 03.10.2009 r., str. 40), dokonana ustawą z dnia 13 maja 2011 r. o zmianie ustawy Prawo atomowe oraz niektórych innych ustaw (Dz. U. Nr 132, poz. 766) określiła na poziomie ustawowym podstawowe warunki, jakie powinien spełniać projekt obiektu jądrowego z punktu widzenia bezpieczeństwa jądrowego i ochrony radiologicznej (bjior), a także bezpiecznego funkcjonowania urządzeń technicznych zainstalowanych i eksploatowanych w obiekcie jądrowym. Niniejsze rozporządzenie uszczegóławia oraz doprecyzowuje wymagania zasygnalizowane w ustawie.

Przepisy zawarte w rozporządzeniu ustanawiają wysokie standardy zapewnienia bjior stawiane rozwiązaniom projektowym obiektów jądrowych – w tym zwłaszcza elektrowni jądrowych, które oparte są na aktualnych i najnowszych przyjętych na świecie wymaganiach w tym zakresie, zawartych w:

- normach bezpieczeństwa MAEA (w szczególności w dokumencie NS-R-1, z uwzględnieniem najnowszego dostępnego projektu nowelizacji tego dokumentu DS414, wydanej następnie w 2012 r. jako *Safety of Nuc-*

lear Power Plants: Design - Specific Safety Requirements, IAEA Safety Standards Series No. SSR-2/1); struktura rozporządzenia oparta jest głównie właśnie na strukturze dokumentów NS-R-1 i DS414;

- wymaganiach europejskich przedsiębiorstw energetycznych dla elektrowni jądrowych z reaktorami lekkowodnymi III. generacji (European Utility Requirements for LWR Nuclear Power Plants), nazywanych dalej „dokument EUR”;
- amerykańskich federalnych przepisach licencjonowania obiektów jądrowych (10CFR50);
- wytycznych i zaleceniach Stowarzyszenia Zachodnioeuropejskich Organów Dozoru Jądrowego (WENRA): 1) *WENRA Reactor Safety Reference Levels. Western European Nuclear Regulators' Association Reactor Harmonization Working Group, January 2008.* i 2) *Safety Objectives for New Power Reactors. Study by WENRA Reactor Harmonization Working Group, December 2009;*
- odnośnych przepisach i wymaganiach dozоровych obowiązujących w wybranych krajach UE.

W rozporządzeniu zawarto podstawowe wymagania stawiane elektrowniom jądrowym III generacji¹ odnoszące się w szczególności do:

- kryteriów ograniczenia wpływu radiologicznego w stanach eksploatacyjnych, oraz w razie zaistnienia awarii projektowych lub rozszerzonych warunków projektowych

¹ wymagania rozporządzenia wydanego w sierpniu 2012 roku uwzględniają także opublikowane przez WENRA w listopadzie 2010 roku cele bezpieczeństwa dla nowych elektrowni jądrowych sformułowane na podstawie ww raportu WENRA z grudnia 2009 r.

(łącznie zwanych „rozpatrywany awariami”;

- probabilistycznych kryteriów bezpieczeństwa;
- praktycznego wykluczenia hipotetycznych awarii mogących prowadzić do wczesnego uszkodzenia obudowy bezpieczeństwa reaktora i do dużych uwolnień substancji promieniotwórczych;
- niektórych rozwiązań projektowych reaktora i jego obiegu chłodzenia oraz systemu obudowy bezpieczeństwa reaktora.

Co więcej, przy formułowaniu konkretnych wymagań projektowych, uwzględniono także podstawowe wnioski wynikające z awarii w japońskiej Elektrowni Jądrowej Fukushima Daiichi, a także z zagrożenia powodziowego amerykańskiej Elektrowni Jądrowej Fort Calhoun, w szczególności w odniesieniu do zapewnienia:

- odporności obiektu jądrowego na obciążenia wywołane wstrząsami sejsmicznymi oraz na zagrożenia powodziowe;
- niezawodnego zasilania elektrycznego i niezawodności zewnętrznych systemów chłodzących obiektu jądrowego.

W **Dziale I** wprowadzono szereg specjalistycznych pojęć związanych z zagadnieniami bjjor obiektów jądrowych. Materia ta nie była dotąd uregulowana w polskim prawie w związku z tym zaistniała konieczność zbudowania siatki pojęciowej umożliwiającej jednoznaczne sformułowanie wymagań bezpieczeństwa. Przy tworzeniu definicji autorzy opierali się na międzynarodowych dokumentach opisujących ww. kwestie, a w szczególności:

- „Bezpieczeństwo elektrowni jądrowych: projektowanie – wymagania MAEA Nr NS-R-1”²;
- „Glosariusz Bezpieczeństwa Międzynarodowej Agencji Energii Atomowej, wersja z 2007 r.”;
- „dokument EUR”.

W **Dziale II** określone zostały podstawowe wymagania bezpieczeństwa jądrowego i ochrony radiologicznej, które muszą być realizowane przez projekt obiektu jądrowego jako całości, a także wymagania dla samego etapu projek-

owania obiektu jądrowego. Dział ten zawiera następujące 3 rozdziały:

1. Sekwencje poziomów bezpieczeństwa, projektowe cele bezpieczeństwa oraz probabilistyczne kryteria bezpieczeństwa (§ 2-10),
2. Funkcje bezpieczeństwa, klasyfikacja bezpieczeństwa, założenia projektowe, klasyfikacja stanów obiektu jądrowego, zdarzenia inicjujące (§11-23),
3. Stany eksploatacyjne, awarie projektowe i rozszerzone warunki projektowe (§24-33).

W **Rozdz. 1** rozwinięto w szczególności koncepcję ochrony w głąb (sekwencji poziomów bezpieczeństwa), przedstawioną w art. 36c ust. 1 pkt 2 ustawy Prawo atomowe, opisując wypełniane funkcje oraz cechy poszczególnych pięciu poziomów bezpieczeństwa w tej koncepcji (§3). Określone zostały również ogólne wymagania dla projektu obiektu jądrowego (§4-8), do których należą m.in. rozwiązania służące zapobieganiu narażeniom integralności i uszkodzeniom barier ochronnych oraz możliwe błędy człowieka (§4).

Natomiast w §9 i §10 określono podstawowe kryteria bezpieczeństwa obiektów jądrowych, które stosują się do elektrowni jądrowych z reaktorami generacji III i III+ i są spójne z wymaganiami dokumentu EUR, to jest:

- Kryteria ograniczonego oddziaływania radiologicznego obiektu jądrowego na środowisko (§9), zgodnie z którymi awaryjne uwolnienia substancji promieniotwórczych z obiektu do środowiska muszą być ograniczone tak, aby w razie:
 - awarii projektowych nie było konieczne podejmowanie jakichkolwiek działań interwencyjnych poza granicami obszaru ograniczonego użytkowania.
 - rozszerzonych warunków projektowych (włączając ciężkie awarie związane z całkowitym stopieniem rdzenia reaktora) nie było konieczne podejmowanie wczesnych i długoterminowych działań interwencyjnych poza granicami obszaru ograniczonego użytkowania, a średnio-terminowych działań interwencyjnych poza granicami strefy planowania awaryjnego;
- Probabilistyczne kryteria bezpieczeństwa (§10), zgodnie z wymaganiami dokumentu EUR oraz wytycznymi WENRA (*Safety*

² z uwzględnieniem zmian wprowadzonych przez najnowszą wersję tego dokumentu (najnowszego dostępnego projektu DS-414 normy bezpieczeństwa MAEA nr SSR 2/1 wydanej w 2012 r.).

Objectives for New Power Reactors) dla reaktorów III. generacji, a w szczególności: 10-krotnie mniejsza niż wymagana dla reaktorów II. generacji częstość uszkodzeń rdzenia, wynosząca dla III generacji mniej niż raz na 100 tys. lat pracy reaktora oraz znacznie mniejsza niż raz na milion lat pracy reaktora częstość sekwencji awaryjnych mogących prowadzić do wczesnego uszkodzenia obudowy bezpieczeństwa reaktora lub bardzo dużych uwolnień substancji promieniotwórczych do otoczenia.

W **Rozdz. 2** określono wymogi dla niezwykle istotnych elementów projektu obiektu jądrowego, jakimi są określenie funkcji bezpieczeństwa (§11), które mają być realizowane przez obiekt oraz ogólne zasady klasyfikacji bezpieczeństwa (§11). W § 12 – 19 rozporządzenia określono szczegółowe wymagania dotyczące założeń projektowych, klasyfikacji stanów obiektu jądrowego, takich jak normalna eksploatacja, przewidywane zdarzenia eksploatacyjne, awarie projektowe i rozszerzone warunki projektowe oraz postulowanych zdarzeń inicjujących. Kolejna grupa przepisów (§20-23) określa ogólne wymogi związane z projektowaniem oraz funkcjonowaniem istotnych dla bezpieczeństwa systemów oraz elementów konstrukcji i wyposażenia obiektu jądrowego. Wymaga się zaprojektowania obiektu jądrowego (w szczególności elektrowni jądrowej) nie tylko na warunki awarii projektowych, ale także na opanowanie oraz łagodzenie przebiegu i ograniczenie skutków tzw. „rozszerzonych warunków projektowych” – włączając ciężkie awarie związane z całkowitym stopieniem rdzenia reaktora. Jest to charakterystyczny wymóg stawiany nowoczesnym jądrowym blokom energetycznym generacji III i III+. To bardzo istotna różnica w stosunku do wymagań bezpieczeństwa stawianym blokom z reaktorami II generacji. W przypadku reaktorów II generacji wymagano bowiem uwzględnienia tylko awarii projektowych jako granicznych awarii, na wytrzymanie warunków których należy zaprojektować elektrownię jądrową. Przyjmowano przy tym, że ryzyko związane z awariami pozaprojektowymi jest akceptowalnie małe (wobec bardzo małego prawdopodobieństwa ich wystąpienia), a więc można ich nie uwzględniać. Wymóg uwzględnienia w projekcie elektrowni

jądrowych szerokiego spektrum awarii pozaprojektowych, określonych jako „rozszerzone warunki projektowe”, został najpierw wprowadzony w dokumencie EUR, którego ostateczną wersję opublikowano w 2001 r. Następnie podejście to znalazło wyraz w wytycznych WENRA oraz wymaganiach wprowadzanych do przepisów bezpieczeństwa elektrowni jądrowych różnych państw (np. w Finlandii – *Government Decree 733/2008*), a w końcu także i w standardach bezpieczeństwa MAEA (dokument DS414, określający wymagania bezpieczeństwa dla projektu elektrowni jądrowej, który zastąpił dokument NS-R-1, ostateczna wersja dokumentu DS414 została uzgodniona 1.06.2011 r. i wydana w 2012 r jako norma bezpieczeństwa MAEA *Safety of Nuclear Power Plants: Design - Specific Safety Requirements, IAEA Safety Standards Series No. SSR-2/1*).

W § 22 określono wymagania dla projektowania obiektu jądrowego w odniesieniu do potencjalnych zagrożeń związanych ze zdarzeniami sejsmicznymi i ich skutkami, zaś w § 23 w odniesieniu do potencjalnych zagrożeń powodziowych (zalania lub podtopienia terenu obiektu). Wymagania te uwzględniają m.in. także wnioski ze zdarzeń, które miały miejsce w 2011 r.: awaria w japońskiej Elektrowni Jądrowej Fukushima Daiichi, oraz zagrożenie powodziowe amerykańskiej Elektrowni Jądrowej Fort Calhoun.

W **Rozdz. 3** określono generalne wymagania dla projektowania obiektu na warunki normalnej eksploatacji i przewidywanych zdarzeń eksploatacyjnych (stany eksploatacyjne), oraz awarii projektowych i rozszerzonych warunków projektowych (§ 24-29). Ponadto:

- wyspecyfikowano tzw. „sekwencje złożone”, jakie należy uwzględnić w rozszerzonych warunkach projektowych (§30), należą do nich:
 - przewidywane stany przejściowe bez awaryjnego wyłączenia reaktora;
 - całkowity zanik zasilania elektrycznego prądem przemiennym;
 - awarie związane z ominięciem obudowy bezpieczeństwa;
 - całkowita utrata funkcji systemu wody zasilającej;
 - rozerwanie rurociągu obiegu chłodzenia z utratą jednego ciągu systemu awaryjnego chłodzenia;

- niekontrolowany spadek poziomu wody podczas eksploatacji z obniżonym poziomem wody w czasie naprawy, modernizacji lub przeładunku paliwa;
- całkowita utrata funkcji systemu pośredniego chłodzenia elementów wyposażenia;
- utrata możliwości odprowadzenia ciepła do ostatecznego ujęcia ciepła;
- określono wymagania dotyczące:
 - sposobu ograniczenia częstości występowania przewidywanych stanów przejściowych bez awaryjnego wyłączenia reaktora i zapewnienia odporności obiektu na ich skutki (§31);
 - minimalizacji zagrożeń w razie awarii związanych z ominięciem obudowy bezpieczeństwa oraz zapobiegania ciężkim awariom mogącym prowadzić do wczesnego uszkodzenia obudowy bezpieczeństwa reaktora (§32);
 - odporności elektrowni jądrowej na uderzenie dużego samolotu cywilnego (wymóg ten jest spójny z aktualnymi wymaganiami organów dozorowych innych krajów, w tym U.S. NRC – przepis 10CFR50, §50.150).

W **Dziale III** określone zostały ogólne wymagania dotyczące projektowania systemów oraz elementów konstrukcji i wyposażenia obiektu jądrowego mających istotne znaczenie dla zapewnienia bjiior.

W **Rozdz. 1** określono w szczególności (§ 34) wymóg wykorzystania w rozwiązaniach projektowych wbudowanych cech bezpieczeństwa, a tam gdzie to nie jest możliwe wykorzystania w pierwszej kolejności systemów i urządzeń nie wymagających zasilania elektrycznego ze źródeł zewnętrznych, albo takich, które w razie utraty zasilania będą przyjmować stan preferowany z punktu widzenia bjiior. W razie wystąpienia zdarzenia inicjującego wymaganą niezawodność wypełnienia funkcji bezpieczeństwa zapewnia się dzięki zastosowaniu w systemach mających istotne znaczenie dla bezpieczeństwa zwielokrotnienia, separacji fizycznej, niezależności funkcjonalnej oraz różnorodności. Dodatkowo, wymaga się aby wykonanie funkcji bezpieczeństwa było możliwe przy wykorzystaniu jakiegokolwiek ze źródeł zasilania elektrycznego: czy

to wewnętrznego czy też zewnętrznego. Jest to istotny wymóg m.in. w świetle doświadczeń z awarii w EJ Fukushima Daiichi.

Natomiast w **Rozdz. 2** (§ 35-37) określono wymogi dotyczące zaprojektowania obiektu w taki sposób, aby zapewnić wymaganą niezawodność systemów i urządzeń istotnych dla zapewnienia bjiior, tj. przez stosowanie: rozwiązań zapobiegających uszkodzeniom ze wspólnej przyczyny (różnorodność, niezależność funkcjonalna), zwielokrotnienia (stosując kryterium pojedynczego uszkodzenia), oraz takich rozwiązań, żeby systemy i urządzenia w razie ich uszkodzenia przechodziły automatycznie w stan bezpieczny z punktu widzenia bjiior.

Z kolei w:

- **Rozdz. 3** określono ogólne wymagania dla pomocniczego wyposażenia i systemów istotnych dla bezpieczeństwa (§38), wymóg zaprojektowania obiektu jądrowego w sposób umożliwiający czynności utrzymania i prób systemów istotnych dla bezpieczeństwa (§39-40), oraz wymóg przeprowadzenia badań kwalifikacyjnych na obciążenia i środowiskowe warunki pracy dla systemów oraz elementów konstrukcji i wyposażenia istotnych dla zapewnienia bjiior.
- **Rozdz. 4** określono wymogi dotyczące uwzględnienia przy projektowaniu obiektu jądrowego: aspektów starzenia się systemów oraz elementów konstrukcji i wyposażenia istotnych dla zapewnienia bjiior (§42), oraz czynnika ludzkiego – w celu zminimalizowania możliwości zaistnienia i ograniczenia skutków ew. błędów człowieka (§43 i 44).
- **Rozdz. 5** zawiera pozostałe ogólne wymagania projektowe m.in. odnoszące się do: wieloblokowych elektrowni jądrowych (§45), elektrowni jądrowych połączonych z sieciami ciepłowniczymi lub zasilających instalacje przemysłowe w ciepło (§46), wzajemne oddziaływania pomiędzy elektrownią jądrową a siecią elektroenergetyczną (§49), oraz aspekty projektowe ułatwiające demontaż i likwidację obiektu jądrowego (§50).

W **Dziale IV** określone zostały szczegółowe wymagania dotyczące projektowania poszczególnych systemów oraz elementów konstrukcji i wyposażenia obiektu jądrowego mających istotne znaczenie dla zapewnienia bjiior.

W **Rozdz. 1** określono wymagania dla projektu reaktora i związanych z nim systemów, rdzenia reaktora, elementów i zestawów paliwowych, oraz środków technicznych do sterowania reaktywnością i wyłączenia reaktora, a w szczególności:

- Wymóg zastosowania wbudowanych cech bezpieczeństwa, wykluczających znaczny wzrost reaktywności podczas przewidywanych stanów eksploatacyjnych i w warunkach awaryjnych, oraz zapewniających stabilność i zdolność samoregulacji reaktora (§51.1);
- Wymóg zachowania odpowiednich zapasów bezpieczeństwa oraz zapewnienia możliwości prowadzenia odpowiedniej ich kontroli, badań i testów (§51.2);
- Wymóg, aby środki służące do wyłączenia reaktora składały się co najmniej z dwóch różnych systemów, a przynajmniej jeden z nich był zdolny do samodzielnego, szybkiego wyłączenia reaktora i utrzymania go w stanie podkrytycznym nawet przy największej reaktywności rdzenia (§56.1-2).

W **Rozdz. 2** określono wymagania dla projektu obiegu chłodzenia reaktora, w szczególności:

- Wymogi: zastosowania wystarczających zapasów bezpieczeństwa, aby uniknąć przekroczenia granicznych parametrów projektowych dla granicy ciśnieniowej obiegu chłodzenia reaktora, oraz zastosowania odpowiedniego osprzętu zabezpieczającego (§58);
- Wymogi dla projektowania elementów składowych obiegu chłodzenia reaktora (zbiornik ciśnieniowy reaktora lub kanały ciśnieniowe, rurociągi, pompy, wymienniki ciepła, osprzęt), w tym zapewnienia bezpieczeństwa w aspekcie przejścia materiałów elementów granicy ciśnieniowej obiegu chłodzenia reaktora w stan kruchy (§59);
- Wymogi dla systemu chłodzenia powyłęciennowego (§62) oraz systemów awaryjnego chłodzenia rdzenia (§63-66).

W **Rozdz. 3** (§67-77) określono wymagania dla projektu systemu obudowy bezpieczeństwa reaktora, w szczególności:

- Określono funkcje jakie wypełnia system obudowy bezpieczeństwa dla zapewnienia bjjor (§67.1);
- Określono konfigurację systemu obudo-

wy bezpieczeństwa (§67.2), w tym wymóg aby obudowa bezpieczeństwa w elektrowni jądrowej składała się z obudowy pierwotnej i wtórnej. Wymóg taki został określony (w formie obligatoryjnej) w dokumencie EUR, zawierającym wymagania dla elektrowni jądrowych z reaktorami lekkowodnymi generacji III i III+ (Sec. 2.9.2.1), a także w wytycznych fińskiego dozoru jądrowego – STUK (YVL 1.0, 3.3). Podwójne obudowy bezpieczeństwa mają nowoczesne reaktory energetyczne jak np.: EPR, AP1000 oraz ABWR/ESBWR. Ponadto, podwójne obudowy bezpieczeństwa mają także nowsze wersje rosyjskich reaktorów wodno-ciśnieniowych: VVER-1000 (AES-91) i VVER-1200 (AES-2006). Podwójne obudowy bezpieczeństwa stosowane były już dość powszechnie także we wcześniejszych rozwiązaniach reaktorów energetycznych (II. generacji) jak: reaktory wodno-ciśnieniowe konstrukcji firm Siemens (Konvoi i wcześniejsze konstrukcje), Framatome (P4, N4) i Westinghouse (EJ Loviisa, EJ Sizewell B), oraz reaktory wzące konstrukcji firm General Electric (obudowa Mark III) i Siemens (np. EJ Leibstadt).

Istnienie wtórnej obudowy bezpieczeństwa zwiększa bezpieczeństwo jądrowe oraz przyczynia się do polepszenia warunków ochrony radiologicznej w elektrowni jądrowej i ograniczenia jej wpływu radiologicznego na otoczenie, zapewniając:

- zwiększoną odporność na skutki zdarzeń zewnętrznych, zarówno na katastrofy naturalne jak i zdarzenia powodowane przez człowieka - włączając zamachy terrorystyczne z użyciem samolotów lub materiałów wybuchowych, które mogłyby zagrozić zdolności do pracy systemów lub elementów konstrukcji lub wyposażenia istotnych dla zapewnienia bezpieczeństwa (w tym systemów obudowy bezpieczeństwa reaktora i jej szczelności).
- zbieranie i kontrolowane uwalnianie lub przechowywanie substancji promieniotwórczych, jakie mogą przeniknąć z obudowy pierwotnej podczas awarii lub prowadzenia przeładunku paliwa i remontów (zewnętrzne skutki radiologiczne awarii

podczas przeładunku paliwa mogą być znacznie większe niż nawet awarii związanych z dużymi rozszczelnieniami obiegu chłodzenia reaktora przy pracy na mocy – jak wykazano w „Prognozie oddziaływania na środowisko Programu Polskiej Energetyki Jądrowej”, pkt 7.4.1.4).

Określono wymagania dla projektu konstrukcji powłok obudowy bezpieczeństwa (§68-69), jak też dla jej systemów i konstrukcji wewnętrznych (§70-76), w tym w szczególności dotyczące: izolacji obudowy od otoczenia w razie awarii (§70 i 71), chłodzenia obudowy (§75), oraz ograniczanie stężenia i usuwania z atmosfery obudowy bezpieczeństwa produktów rozszczepienia, wodoru, tlenu i innych substancji, które mogą zostać do niej uwolnione (§76). Przy tym szczególnie istotne – w świetle doświadczeń wynikających z awarii EJ Fukushima Daiichi – są wymogi zapewnienia należytego zwielokrotnienia grup bezpieczeństwa tych systemów, a zwłaszcza wymóg stosowania, do zmniejszania stężenia palnych gazów w obudowie, urządzeń lub systemów nie wymagających zasilania elektrycznego (pasywnych).

W **Rozdz. 4** (§78-92) określono wymagania dla projektu systemów pomiarów i sterowania obiektu jądrowego, w szczególności wymogi dotyczące:

- Sterowni głównych i rezerwowych (§80-84);
- Systemów komputerowych stosowanych w systemach istotnych dla bezpieczeństwa obiektu jądrowego (§85, §90);
- Automatykacji działań w zakresie zapewnienia bezpieczeństwa w razie awarii, ograniczających wymagane czynności operatora (§86);
- Systemów zabezpieczeń (§87), w szczególności bardzo ważny wymóg dotyczący rozdzielania funkcjonalnego systemów zabezpieczeń od systemów sterowania (§91);
- Niezawodności i testowania (§87 i 89);
- Awaryjnego ośrodka zarządzania (§92).

W **Rozdz. 5** (§93-101) określono wymagania dla projektu systemów zasilania elektrycznego obiektu jądrowego: ze źródeł wewnętrznych – włączając awaryjne, oraz z zewnętrznych sieci elektroenergetycznych. Wymogi te – bardzo ważne w świetle doświadczeń z awarii w EJ Fukushima Daiichi – dotyczą w szczególności:

- Zasilania obiektu z sieci zewnętrznej za pomocą dwóch niezależnych obwodów, zaprojektowanych i zlokalizowanych tak, aby zminimalizować prawdopodobieństwo ich jednoczesnego uszkodzenia w stanach eksploatacyjnych i warunkach awaryjnych, oraz środowiskowych (§95);
- Zminimalizowania prawdopodobieństwa jednoczesnej utraty zasilania elektrycznego z więcej niż jednego źródła (§96);
- Wystarczającej autonomii obiektu w zakresie zasilania elektrycznego, poprzez zapewnienie:
 - możliwości utrzymania się jądrowego bloku energetycznego w ruchu i zasilania potrzeb własnych po odłączeniu od sieci przesyłowej przez co najmniej 2 godziny (§98),
 - zasilania prądem przemiennym systemów i urządzeń istotnych dla bezpieczeństwa z wewnętrznych źródeł przez co najmniej 7 dób, oraz zapewnienia pojemności baterii akumulatorów zasilających systemy i urządzenia wypełniające najważniejsze funkcje bezpieczeństwa wystarczającej na co najmniej 4 godziny pracy bez doładowywania (§99)
 - alternatywnych źródeł zasilania obiektu prądem przemiennym do wykorzystania w razie niedyspozycyjności głównych wewnętrznych źródeł zasilania w szczególności przewoźnych lub przenośnych agregatów prądotwórczych lub kombinowanych systemów awaryjnego zasilania elektrycznego obiektu jądrowego.
- Niezawodności i możliwości testowania kombinowanych systemów awaryjnego zasilania elektrycznego (§100).

W **Rozdz. 6** (§102-107) określono wymagania dla projektu systemów:

- Gospodarki odpadami promieniotwórczymi: dotyczące przetwarzania odpadów, ich transportu, oraz przechowywania, a także kontroli uwolnień odpadów do atmosfery lub wód (§102-104);
- Gospodarki paliwem jądrowym, nienapromieniowanym (świeżym) i napromieniowanym (§105-107), w szczególności wymogi dotyczące zapewnienia (z wymaganym zapasem bezpieczeństwa) podkrytyczności i niezawodnego chłodzenia – w tym w stanach

awaryjnych, oraz zapobieżenia uszkodzeniu paliwa lub jego utracie. Wymagania te są również bardzo ważne w świetle doświadczeń z awarii EJ Fukushima Daiichi.

W pozostałych trzech rozdziałach (7-9)

Działu IV określono ogólne wymagania projektowe dla:

- Zewnętrznych systemów chłodzenia obiektu jądrowego (Rozdz. 7, §108 i 109);
- Ochrony przeciwpożarowej i zapobiegania wybuchom (Rozdz. 8, §110-113);
- Pozostałych systemów pomocniczych obiektu jądrowego (Rozdz. 9): poboru próbek, sprężonego powietrza, oświetlenia, wentylacji, klimatyzacji i ogrzewania, transportu bliskiego, pary świeżej, wody zasilającej, turbozespołu (§114-119).

W Dziale V (§120-124) określono specyficzne wymagania projektowe w zakresie ochrony przed promieniowaniem w obiekcie jądrowym, w szczególności dotyczące:

- Zasad projektowania obiektu z punktu widzenia minimalizowania narażenia pracowników na promieniowanie jonizujące (§120-122);

- Środków technicznych do monitorowania promieniowania jonizującego na terenie obiektu w stanach eksploatacyjnych oraz podczas i po awariach (§123);
- Rozwiązań technicznych dla oceny ewentualnego wpływu obiektu na otoczenie (§124).

Dział VI (§125 i 126) zawiera przepisy przejściowe i końcowe, w szczególności przepis §125 stanowi, iż przepisy niniejszego rozporządzenia nie stosują się do obiektów jądrowych będących już w stadium eksploatacji. Podejście takie jest uzasadnione faktem iż nie da się nałożyć powyżej opisanych wymagań na obiekty (reaktor badawczy MARIA oraz przechowalniki wypalnego paliwa jądrowego 19 i 19A), które zostały zaprojektowane i uruchomione przed wejściem w życie niniejszego rozporządzenia.

Notka o autorze

mgr inż. Władysław Kielbasa – inżynier energetyk jest wiodącym ekspertem w dziedzinie technologii reaktorowych zatrudnionym w Departamencie Bezpieczeństwa Jądrowego Państwowej Agencji Atomistyki. W1.Kielbasa@wp.pl

UZASADNIENIE ORAZ ZAWARTOŚĆ ROZPORZĄDZENIA RADY MINISTRÓW

z dnia 31 sierpnia 2012 r. w sprawie zakresu i sposobu przeprowadzania
analiz bezpieczeństwa przed wystąpieniem z wnioskiem
o wydanie zezwolenia na budowę obiektu jądrowego oraz zakresu wstępnego
raportu bezpieczeństwa dla obiektu jądrowego
(Dz. U. z 20.09.2012 r., poz. 1043)

Władysław Kielbasa
Państwowa Agencja Atomistyki

Omawiane rozporządzenie¹ jest wykonaniem upoważnienia zawartego w art. 36d ust. 3 ustawy z dnia 29 listopada 2000 r. – Prawo atomowe (Dz. U. z 2012 r. poz. 264).

Rozporządzenie wdraża do prawa polskiego postanowienia dyrektywy Rady 2009/71/Euratom z dnia 25 czerwca 2009 r. ustanawiającej wspólnotowe ramy bezpieczeństwa jądrowego obiektów jądrowych (Dz. Urz. UE L 172 z 02.07.2009 r., str. 18 oraz Dz. Urz. UE L 260 z 03.10.2009 r., str. 40).

Rozporządzenie określa podstawowe wymagania dotyczące zakresu i sposobu prowadzenia analiz bezpieczeństwa obiektów jądrowych oraz zakresu wstępnego raportu bezpieczeństwa, który przedkłada się Prezesowi Państwowej Agencji Atomistyki wraz z wnioskiem o wydanie zezwolenia na budowę obiektu jądrowego, stosownie do przepisów art. 36d ustawy Prawo atomowe.

Rozporządzenie opracowano:

- głównie w oparciu o następujące aktualne wytyczne Międzynarodowej Agencji Energii Atomowej (MAEA):
 - Ocena i weryfikacja bezpieczeństwa elektrowni jądrowych (*Safety Assessment and Verification for Nuclear Power Plants*). Wytyczne bezpieczeństwa Nr NS-G-1.2 (2001 r.);
 - Deterministyczna analiza bezpieczeństwa elektrowni jądrowych (*Deterministic*

Safety Analysis for Nuclear Power Plants). Specyficzne wytyczne bezpieczeństwa Nr SSG-2 (2009 r.);

- Opracowanie i stosowanie probabilistycznej oceny bezpieczeństwa poziomu 1 dla elektrowni jądrowych (*Development and Application of Level 1 Probabilistic Safety Assessment for Nuclear Power Plants*). Specyficzne wytyczne bezpieczeństwa Nr SSG-3 (2010 r.);
- Opracowanie i stosowanie probabilistycznej oceny bezpieczeństwa poziomu 2 dla elektrowni jądrowych (*Development and Application of Level 2 Probabilistic Safety Assessment for Nuclear Power Plants*). Specyficzne wytyczne bezpieczeństwa Nr SSG-4 (2010 r.);
- Układ i zawartość raportu bezpieczeństwa dla elektrowni jądrowych (*Format and Content of the Safety Analysis Report for Nuclear Power Plants*). Wytyczne bezpieczeństwa Nr GS-G-4.1 (2004 r.);
- z uwzględnieniem:
 - Wytycznych Stowarzyszenia Zachodnioeuropejskich Organów Dozoru Jądrowego (WENRA): *WENRA Reactor Safety Reference Levels. 2008*; tekst rozporządzenia wydanego w sierpniu 2012 roku uwzględnia także opublikowane przez WENRA w listopadzie 2010 roku cele bezpieczeństwa dla nowych elektrowni jądrowych sformułowane na podstawie raportu WENRA „*Safety objectives for*

¹ zob. www.paa.gov.pl, zakładka Prawo – przepisy krajowe – rozporządzenia do prawa atomowego – rozporządzenia Rady Ministrów – poz.5.

new power reactors – study by RHWG, December 2009”

- wymagań europejskich przedsiębiorstw energetycznych dla elektrowni jądrowych z reaktorami lekkowodnymi III. generacji (*European Utility Requirements for LWR Nuclear Power Plants, 2001*) – „dokument EUR”;
- przepisów oraz wytycznych dozorów jądrowych niektórych krajów świata posiadających rozwiniętą energetykę jądrową, w szczególności: USA, Kanady, Niemiec i Finlandii.

W **Rozdziale 1** (§ 1) wprowadzono szereg specjalistycznych pojęć związanych z zagadnieniami bezpieczeństwa jądrowego i ochrony radiologicznej (bjior) obiektów jądrowych. Materia ta nie była dotąd uregulowana w polskim prawie, w związku z tym zaistniała konieczność zbudowania siatki pojęciowej umożliwiającej jednoznaczne sformułowanie wymagań bezpieczeństwa. Przy tworzeniu definicji autorzy opierali się na międzynarodowych dokumentach opisujących ww. kwestie, a w szczególności:

„Bezpieczeństwo elektrowni jądrowych: projektowanie – wymagania MAEA Nr NS-R-1” (z uwzględnieniem najnowszego wówczas² projektu nowelizacji tego dokumentu DS414 z 01.06.2011 r. wydanego następnie w 2012 r. jako *Safety of Nuclear Power Plants: Design - Specific Safety Requirements, IAEA Safety Standards Series No. SSR-2/1*);

- „Glosariusz Bezpieczeństwa Międzynarodowej Agencji Energii Atomowej, wersja z 2007 r.”;
- „dokument EUR”.

Definicje tych pojęć są spójne z definicjami wprowadzonymi w rozporządzeniu „projektowym”, przy czym dodatkowo wprowadzono tu podział awarii projektowych na kategorie 1 i 2 oraz zdefiniowano te kategorie. Jest to podejście spójne w szczególności z „dokumentem EUR” (odpowiadają one warunkom projektowym kategorii „DBC3” i „DBC4”) oraz z fińskim rozporządzeniem rządowym „Government Decree 733/2008”.

Rozdziały 2 – 4 oraz **załącznik nr 1** dotyczą analiz bezpieczeństwa (ich zakresu i metodolo-

² dostępnego w czasie prac nad tym rozporządzeniem

gii), zaś **Rozdział 5** oraz **załącznik nr 2** dotyczą zakresu wstępnego raportu bezpieczeństwa.

W **Rozdz. 2** (§2-12) określono ogólne wymagania dla analiz bezpieczeństwa, a w szczególności dotyczące:

- Zakresu i celów analiz bezpieczeństwa (§2-4) – w szczególności, analizy bezpieczeństwa obejmują analizy deterministyczne i probabilistyczne;
- Podejścia przy wykonywaniu analiz bezpieczeństwa (§5) – przy analizach deterministycznych dla warunków projektowych wymagane jest podejście zachowawcze, natomiast przy analizach awarii poważniejszych niż awarie projektowe dopuszcza się stosowanie analiz opartych na najlepszym oszacowaniu;
- Metodologii identyfikacji postulowanych zdarzeń inicjujących (PZI), w tym: wewnętrznych (pożary i wybuchy, powstawanie odłamków, uszkodzenia rurociągów, zalania, itp.), zewnętrznych (wstrząsy sejsmiczne i aktywność uskokowa, zagrożenia geologiczno-inżynierskie i hydrogeologiczne, zagrożenia hydrologiczne i meteorologiczne, w tym trąby powietrzne i powódzie, itp.), skutków działalności człowieka (uderzenia samolotu, akty terrorystyczne, zagrożenia wywołane nieprawidłową eksploatacją urządzeń wodnych, itp.) i wyboru odpowiedniego katalogu PZI przyjmowanych do analiz bezpieczeństwa (§6-11).

Wymogi określone w tym rozdziale są wspólne dla analiz deterministycznych i probabilistycznych.

W **Rozdz. 3** (§13-36) określono szczegółowe wymagania dla deterministycznych analiz bezpieczeństwa dla różnych stanów obiektu jądrowego, a w szczególności dotyczące:

- Szczegółowych celów deterministycznych analiz bezpieczeństwa, założeń jakie należy przyjmować przy wykonywaniu tych analiz, oraz zapewnienia ich jakości (§13-21), w szczególności w §13 i 14 przywołany jest załącznik nr 1 zawierający kategoryzację PZI stanów obiektu jądrowego oraz kryteriów ich akceptacji; te stany i kryteria są zgodne, m.in. w zakresie tzw. „rozszerzonych warunków projektowych”, obejmujących sekwencje złożone (zwane czasem uszkodzeniami wie-

lokrotnymi) i awarie ze stopieniem rdzenia, ze skutkami radiologicznymi i odpowiednimi stanami EJ określonymi w najnowszych wymaganiach WENRA dla EJ generacji III i III+ (*Safety of New NPP designs – study by WENRA Reactor Harmonization Working Group*) z 2012 r.³

- Założeń (zachowawczych) dla analiz awarii projektowych i postulowanych zdarzeń eksploatacyjnych (§22-24), oraz kryteriów akceptacji (globalnych i szczegółowych) wyników analiz awarii projektowych (§25);
- Celów, założeń i podejścia do analiz awarii poważniejszych niż awarie projektowe – w szczególności tzw. „rozszerzonych warunków projektowych”, włączając ciężkie awarie (§26-31), kryteriów akceptacji wyników analiz awarii poważniejszych niż awarie projektowe (§32);
- Celów, zakresu i podejścia do analiz bezpieczeństwa dla stanów normalnej eksploatacji obiektu jądrowego (§33-36).

W **Rozdz. 4** (§37-41) określono szczegółowe wymagania dla analiz probabilistycznych bezpieczeństwa dla obiektu jądrowego. W §37-40 określono cele, zakres i założenia do analiz probabilistycznych bezpieczeństwa. Zgodnie z aktualną praktyką światową, wymaga się przeprowadzenia analiz probabilistycznych bezpieczeństwa na poziomach 1 i 2, których zakres jest następujący (§41):

- 1: określa się sekwencje zdarzeń mogących prowadzić do uszkodzenia rdzenia reaktora, szacuje się częstość uszkodzeń rdzenia, oraz ocenia się mocne i słabe strony systemów bezpieczeństwa, a także procedur mających na celu zapobieżenie uszkodzeniu rdzenia;
- 2: określa się drogi możliwych uwolnień substancji promieniotwórczych z obiektu jądrowego do środowiska oraz szacuje się wielkości tych uwolnień i ich częstość. Rozpatruje się skuteczność rozwiązań projektowych obiektu jądrowego zastosowanych celem ograniczenia skutków uszkodzeń rdzenia reaktora i szacuje częstość dużych uwolnień substancji promieniotwórczych do środowiska.

W **Rozdz. 5** (§42) określono zakres wstęp-

³ zob. artykuł „Stanowiska WENRA wobec kluczowych problemów bezpieczeństwa nowych elektrowni jądrowych” w poprzednim numerze Biuletynu (BJIOR 4(90)2012)

negu raportu bezpieczeństwa (WRB), w szczególności przez odwołanie do załącznika nr 2 zawierającego opis wymaganej zawartości WRB dla elektrowni jądrowej.

W **Rozdz. 6** (§43 i 44) zawarte są przepisy przejściowe i końcowe, w szczególności przepis §43 stanowi, iż przepisy omawianego rozporządzenia nie stosują się do obiektów jądrowych będących w dniu wejścia rozporządzenia w fazie budowy, rozruchu, lub eksploatacji na terytorium Rzeczypospolitej Polskiej. Podejście takie jest uzasadnione faktem iż nie da się nałożyć powyżej opisanych wymagań na obiekty (reaktor badawczy MARIA oraz przechowalnik wypalnego paliwa jądrowego 19 i 19a), które zostały zaprojektowane i uruchomione przed wyjściem w życie tego rozporządzenia.

W **załączniku nr 1** (patrz niżej), w formie tabelarycznej, przedstawiono kategoryzację PZI (o różnej częstości występowania na liczbę lat pracy reaktora) prowadzących do określonych stanów obiektu, oraz określono kryteria akceptacji wyników analiz, w kategoriach uszkodzeń paliwa, stanu obiegu chłodzenia reaktora i jego obudowy bezpieczeństwa, oraz wielkości uwolnień substancji promieniotwórczych do środowiska. W zakresie stanów obiektu i kryteriów akceptacji wymagania określone w tym załączniku są generalnie zgodne z celami bezpieczeństwa dla poszczególnych poziomów „obrony w głąb” i odpowiadającymi im kategoriami stanu EJ i konsekwencjami radiologicznymi, zawartymi w najnowszym raporcie WENRA z 2012 r. dotyczącym projektów nowych EJ (*Safety of New NPP designs – study by WENRA Reactor Harmonization Working Group*).

W szczególności w rozporządzeniu wymaga się by awarie kategorii 1 i 2, występujące częściej niż raz na 10000 lat pracy reaktora nie powodowały konieczności podejmowania jakichkolwiek działań interwencyjnych (np. ukrycia, profilaktyki jodowej, ewakuacji) poza granicami obszaru ograniczonego użytkowania wokół obiektu jądrowego (a więc wymaga się dla takich awarii w nowych EJ praktycznie braku skutków radiologicznych poza EJ).

W odniesieniu do sekwencji złożonych (o częstości od 10^{-4} do 10^{-5}) oraz awarii ze stopieniem rdzenia (o częstości od 10^{-5} do 10^{-6}) wymagane jest by nie powodowały one konieczności:

- a. **ewakuacji ludności** poza obszarem ograniczonego użytkowania (poza terenem EJ) w czasie trwania uwolnień substancji promieniotwórczych z obiektu **oraz jakichkolwiek długoterminowych działań interwencyjnych** (takich jak stałe przesiedlenia, długotrwały zakaz lub ograniczenia spożywania żywności i wody oraz wypasu bydła) poza tym obszarem,
- b. **średnioterminowych działań interwencyjnych** (czasowego przesiedlenia – do 30 dni) z obszaru poza granicami strefy planowania awaryjnego (co oznacza dopuszczenie środków ochronnych poza terenem EJ jedynie na ograniczonym obszarze i w ograniczonym czasie)

przy czym w rozporządzeniu mowa jest o uwolnieniach do środowiska określanych jako **znaczące** w przypadku sekwencji złożonych albo **duże** w przypadku stopienia rdzenia, co przy uwolnieniach bez uszkodzenia obudowy bezpieczeństwa odpowiada **niewielkim** (w przypadku sekwencji złożonych) lub **ograniczonym** w czasie i przestrzeni (w przypadku stopienia rdzenia) skutkom radiologicznym poza terenem EJ, o których mowa w dokumentach WENRA.

Załącznik nr 2 zawiera specyfikację wymaganego zakresu wstępnego raportu bezpieczeństwa (WRB) dla elektrowni jądrowej (EJ). Dotyczy on zasadniczo elektrowni jądrowych z reaktorami termicznymi, gdyż praktycznie tylko takie technologie energetycznych reaktorów jądrowych są obecnie i będą w perspektywie 20-30 lat komercyjnie dostępne.

Wymaga się aby WRB zawierał kompleksowy opis EJ, obejmujący wszystkie aspekty jej bezpieczeństwa jądrowego i ochrony radiolo-

gicznej, oraz wyniki analiz jej bezpieczeństwa (tak deterministycznych jak i probabilistycznych), wykazujących spełnienie ustalonych kryteriów bezpieczeństwa, w 15 następujących rozdziałach:

- Wprowadzenie i informacje ogólne o obiekcie jądrowym.
- Ogólny opis obiektu jądrowego.
- Opis zintegrowanego systemu zarządzania na etapie budowy obiektu jądrowego.
- Ocena lokalizacji obiektu jądrowego - sporządzona na podstawie raportu lokalizacyjnego.
- Ogólne aspekty projektowe obiektu jądrowego.
- Szczegółowy opis systemów oraz elementów konstrukcji i wyposażenia obiektu jądrowego.
- Analizy bezpieczeństwa obiektu jądrowego.
- Aspekty rozruchu obiektu jądrowego.
- Aspekty eksploatacji obiektu jądrowego.
- Limity i warunki eksploatacyjne obiektu jądrowego.
- Informacje o ochronie radiologicznej w obiekcie jądrowym.
- Obiekty i wyposażenie dla potrzeb działań przeciwwawaryjnych.
- Oddziaływanie obiektu jądrowego na środowisko.
- Informacje o gospodarce odpadami promieniotwórczymi w obiekcie jądrowym.
- Aspekty likwidacji obiektu jądrowego.

Notka o autorze

mgr inż. Władysław Kielbasa – inżynier energetyk jest wiodącym ekspertem w dziedzinie technologii reaktorowych zatrudnionym w Departamencie Bezpieczeństwa Jądrowego Państwowej Agencji Atomistyki.
W1.Kielbasa@wp.pl

ZAŁĄCZNIK 1

KRYTERIA GRUPOWANIA POSTULOWANYCH ZDARZEŃ INICJUJĄCYCH (PZI)
PROWADZĄCYCH DO OKREŚLONYCH STANÓW ELEKTROWNI JĄDROWEJ,
WEDŁUG SZACUNKOWEGO PRAWDOPODOBIENSTWA WYSTĘPOWANIA PZI

Prawdopodobieństwo występowania PZI	Nazwa stanu obiektu	Kryteria akceptacji
Większe niż raz na 100 lat pracy reaktora	Przewidywane zdarzenia eksploatacyjne	<ul style="list-style-type: none"> – parametry procesu technologicznego w granicach dopuszczalnych przewidzianych w projekcie, – brak degradacji paliwa, – uwolnienia substancji promieniotwórczych nieprzekraczające limitów ustalonych dla normalnej eksploatacji
Mniejsze niż raz na 100 lat pracy reaktora, lecz równe lub większe niż raz na 1000 lat pracy reaktora	<div style="display: flex; align-items: center;"> <div style="writing-mode: vertical-rl; transform: rotate(180deg); font-weight: bold; margin-right: 5px;">Awarie projektowe</div> <div style="border-left: 1px solid black; padding-left: 5px;">kategorii 1</div> </div>	<ul style="list-style-type: none"> – uszkodzenie koszulek mniej niż 10% elementów paliwowych, – zachowane funkcje systemów chłodzenia reaktora i obudowy bezpieczeństwa reaktora, – ograniczone skutki radiologiczne, nieprzekraczające kryteriów określonych w § 9 pkt 1 rozporządzenia projektowego
Mniejsze niż raz na 1000 lat pracy reaktora, lecz równe lub większe niż raz na 10 000 lat pracy reaktora	<div style="display: flex; align-items: center;"> <div style="writing-mode: vertical-rl; transform: rotate(180deg); font-weight: bold; margin-right: 5px;">Awarie projektowe</div> <div style="border-left: 1px solid black; padding-left: 5px;">kategorii 2</div> </div>	<ul style="list-style-type: none"> – uszkodzenie koszulek mniej niż 10% elementów paliwowych, – parametry paliwa zawierające się w granicach dopuszczalnych dla określonego typu reaktora, – utrzymanie geometrii rdzenia reaktora umożliwiającej efektywne chłodzenie rdzenia, – zachowane funkcje obudowy bezpieczeństwa reaktora, – ograniczone skutki radiologiczne, nieprzekraczające kryteriów określonych w § 9 pkt 1 rozporządzenia projektowego
Mniejsze niż raz na 10 000 lat pracy reaktora, lecz równe lub większe niż raz na 100 000 lat pracy reaktora	<div style="display: flex; align-items: center;"> <div style="writing-mode: vertical-rl; transform: rotate(180deg); font-weight: bold; margin-right: 5px;">Rozszerzone warunki projektowe</div> <div style="border-left: 1px solid black; padding-left: 5px;">Sekwencje złożone</div> </div>	<ul style="list-style-type: none"> – możliwe uszkodzenie co najmniej 10% koszulek elementów paliwowych, lecz bez stopienia rdzenia reaktora, – możliwe znaczące uwolnienia do środowiska substancji promieniotwórczych, – skutki radiologiczne nie przekraczają kryteriów określonych w § 9 pkt 2 rozporządzenia projektowego
Mniejsze niż raz na 100 000 lat pracy reaktora, lecz równe lub większe niż raz na 1 000 000 lat pracy reaktora	<div style="display: flex; align-items: center;"> <div style="writing-mode: vertical-rl; transform: rotate(180deg); font-weight: bold; margin-right: 5px;">Rozszerzone warunki projektowe</div> <div style="border-left: 1px solid black; padding-left: 5px;">Ciężkie awarie bez uszkodzenia obudowy bezpieczeństwa reaktora</div> </div>	<ul style="list-style-type: none"> – duża degradacja paliwa, w tym stopienie rdzenia reaktora, – możliwe duże uwolnienia do środowiska substancji promieniotwórczych, – skutki radiologiczne nie przekraczają kryteriów określonych w § 9 pkt 2 rozporządzenia projektowego
Mniejsze niż raz na 1 000 000 lat pracy reaktora	<div style="display: flex; align-items: center;"> <div style="writing-mode: vertical-rl; transform: rotate(180deg); font-weight: bold; margin-right: 5px;">Rozszerzone warunki projektowe</div> <div style="border-left: 1px solid black; padding-left: 5px;">Hipotetyczne ciężkie awarie z uszkodzeniem pierwotnej obudowy bezpieczeństwa reaktora</div> </div>	<ul style="list-style-type: none"> – duża degradacja paliwa, w tym stopienie rdzenia reaktora, – możliwe bardzo duże uwolnienia do środowiska substancji promieniotwórczych, – skutki radiologiczne przekraczają kryteria dla rozszerzonych warunków projektowych, określone w § 9 pkt 2 rozporządzenia projektowego

STANOWISKA 2. I 3. WENRA WOBEC KLUCZOWYCH PROBLEMÓW BEZPIECZEŃSTWA NOWYCH ELEKTROWNI JĄDROWYCH

Tadeusz Białkowski, Maciej Jurkowski
Państwowa Agencja Atomistyki

STANOWISKO 2. NIEZALEŻNOŚĆ POZIOMÓW OBRONY W GŁĄB

Wstęp

Zgodnie z wydanym w listopadzie 2010 r. „oświadczeniem w sprawie celów bezpieczeństwa nowych elektrowni jądrowych” Stowarzyszenia WENRA te nowe elektrownie powinny być zaprojektowane, zlokalizowane, zbudowane, uruchomione i eksploatowane w sposób realizujący cel „wzmocnienia skuteczności przy zachowaniu niezależności między wszystkimi poziomami obrony w głąb (patrz Załącznik 1 na str.30 w poprzednim numerze Biuletynu), w szczególności poprzez zróżnicowanie zabezpieczeń (w dodatku do wzmocnienia oddzielnie każdego z poziomów obrony w głąb...) oraz zapewnienie w miarę rozsądnie osiągalnego, całościowego wzmocnienia obrony w głąb.” Odpowiada to celowi bezpieczeństwa O4: „niezależność między wszystkimi poziomami obrony w głąb”. W stanowisku tym WENRA skupia swoją uwagę na niezależności między systemami i elementami konstrukcji i wyposażenia (SSCs) ważnymi z punktu widzenia bezpieczeństwa, przydzielonymi do różnych poziomów obrony w głąb. Stanowisko to nie dotyczy odniesienia się do niezależności pomiędzy SSCs ważnymi dla bezpieczeństwa w obrębie danego poziomu obrony w głąb ani do aspektów administracyjno/proceduralnych. Ponadto w stanowisku tym WENRA odnosi się wyłącznie do tych SSCs, które są niezbędne do spełnienia kryteriów akceptacji, związanych z trzema podstawowymi funkcjami bezpieczeństwa¹ oraz celami radiolo-

gicznymi zdefiniowanymi na różnych poziomach obrony w głąb, zgodnie z celami bezpieczeństwa WENRA. Omawiane stanowisko WENRA ma na celu dostarczenie wytycznych na temat skutecznego sposobu zwiększenia niezależności pomiędzy poziomami obrony w głąb.

Niezależność między systemami, elementami konstrukcji i wyposażenia (SSCs)

WENRA uważa, że niezależne SSCs realizujące funkcje bezpieczeństwa na różnych poziomach obrony w głąb (DiD) powinny posiadać obie poniższe cechy:

- zdolność do wypełniania wymaganych funkcji bezpieczeństwa, która jest niezależna od funkcjonowania lub uszkodzenia innych SSCs potrzebnych na innych poziomach DiD;
- zdolność do wypełniania wymaganych funkcji bezpieczeństwa, która jest niezależna od wystąpienia efektów wynikających z postulowanego zdarzenia inicjującego, w tym wewnętrznych i zewnętrznych zagrożeń, dla których wymagane jest wypełnianie tych funkcji².

W związku z tym, środkiem do osiągnięcia niezależności pomiędzy SSCs jest odpowiednie stosowanie:

- różnorodności;
- rozdzielenia fizycznego, strukturalnego lub odległości;
- funkcjonalnej izolacji.

Opisane dalej oczekiwania dotyczące niezależności odnoszą się do niezależności pomiędzy SSCs przypisywanej deterministycznej demonstracji bezpieczeństwa. Gdyby wystąpiła awaria, wszystkie dostępne i skuteczne urządzenia mogłyby być oczywiście wykorzystane, w tym te, których nie uwzględniono w demonstracji bezpieczeństwa.

¹ 1) kontrola reaktywności,

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

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

² według glosariusza bezpieczeństwa MAEA

Podstawowe oczekiwania w zakresie bezpieczeństwa odnośnie niezależności pomiędzy różnymi poziomami DiD

W nowych elektrowniach powinna istnieć niezależność w rozsądnym zakresie pomiędzy różnymi poziomami, tak, że awaria jednego poziomu nie ma wpływu na obronę w głąb zapewnioną na innych poziomach³ zaangażowanych w ochronę przed zdarzeniem lub łagodzenie jego skutków.

Adekwatność uzyskanej niezależności powinna być uzasadniona w oparciu o odpowiednią kombinację deterministycznych i probabilistycznych analiz bezpieczeństwa i praktykę inżynierską. Dla każdego postulowanego zdarzenia inicjującego (zaczynając od poziomu 2 DiD), powinny być zidentyfikowane niezbędne SSCs oraz powinno być wykazane w analizie bezpieczeństwa, że SSCs zaliczone do jednego poziomu DiD są odpowiednio niezależne od SSCs na innych poziomach.⁴

Należy zwrócić odpowiednią uwagę na projektowanie oprzyrządowania i sterowania reaktorowych systemów pomocniczych i zasilających (np. zasilanie w energię elektryczną, systemy chłodzenia) i innych potencjalnych systemów wzajemnie zależnych. Systemy te powinny być tak zaprojektowane, aby nadmiernie nie zagroziły niezależności SSCs, którymi te systemy sterują, które zasilają lub z którymi współdziałają.

Realizacja podstawowych oczekiwań w zakresie bezpieczeństwa

Przy stosowaniu powyższych podstawowych oczekiwań, powinno się brać pod uwagę następujące uwarunkowania (niektóre specyficzne kwestie przedstawione są w następnej części):

1. SSCs wypełniające funkcje bezpieczeństwa w przypadku postulowanych pojedynczych zdarzeń inicjujących (poziom 3.a DiD) lub postulowanych sekwencji złożonych zdarzeń (poziom 3.b DiD) powinny być niezależne, w rozsądnie praktykowanym zakresie, od SSCs stosowanych w normalnej

³ to powinno uwzględniać wszystkie stany elektrowni jądrowej.

⁴ w przyszłych projektach rozwojowych bardziej systematycznie przyporządkowanie każdego SSC do jednego konkretnego poziomu DiD, bez względu na postulowane zdarzenie inicjujące, może dawać mocniejszą demonstrację niezależności między poziomami DiD.

pracy (poziom 1) i / lub w przewidywanych zdarzeniach eksploatacyjnych (poziom 2). Ta niezależność jest taka, że uszkodzenia SSCs występujące w czasie normalnej pracy i / lub w przewidywanych zdarzeniach eksploatacyjnych nie zaburzają funkcji bezpieczeństwa wymaganych w sytuacji postulowanego pojedynczego zdarzenia inicjującego lub sekwencji złożonych wynikających z eskalacji takich uszkodzeń powstałych podczas normalnej pracy lub zdarzenia na poziomie 2.

2. SSCs wypełniające funkcje bezpieczeństwa stosowane w przypadku postulowanych pojedynczych zdarzeń inicjujących (poziom 3.a DiD) powinny być niezależne w rozsądnie praktykowanym zakresie od dodatkowych zabezpieczeń stosowanych w przypadku postulowanych sekwencji złożonych zdarzeń (poziom 3.b DiD). Przy analizie bezpieczeństwa postulowanych sekwencji złożonych, można ufać SSCs stosowanym w przypadku postulowanych pojedynczych zdarzeń inicjujących, o ile zakłada się, że te SSCs nie są niedostępne i nie są dotknięte sekwencją złożoną; SSCs zaprojektowane specjalnie dla wypełniania funkcji bezpieczeństwa stosowane w postulowanych sekwencjach złożonych nie powinny być zaliczone do poziomu 3.a analiz zdarzeń dla tego samego scenariusza.
3. Uzupełniające elementy bezpieczeństwa przeznaczone dla wypełniania funkcji bezpieczeństwa wymaganych w postulowanych awariach ze stopieniem rdzenia (poziom 4 DiD) powinny być niezależne, w rozsądnie praktykowanym zakresie od SSCs na innych poziomach DiD.

Szczególne kwestie (przykłady dotyczące konkretnych tematów)

Awaryjne zasilanie prądem zmiennym AC

Awaryjne zasilanie prądem zmiennym AC występujące na poziomie 3.a DiD może być stosowane również na poziomie 2 DiD. Dodatkowe zróżnicowane awaryjne zasilanie AC powinno być zaprojektowane na poziomie 3.b DiD, ponieważ postulowana jest awaria o wspólnej przyczynie pierwotnego (nie zróżnicowanego)

źródła zasilania awaryjnego prądem zmiennym AC. Zasilanie awaryjne na poziomie 3.b DiD może być również wykorzystywane na poziomie 4 DiD. Uzasadnieniem jest to, że dodatkowo niezależne przepisy lokalne nie mogą znacząco zwiększyć niezawodności awaryjnego zasilania AC. Wnioski wyciągnięte z awarii w elektrowni jądrowej Fukushima Dai-ichi w odniesieniu do zabezpieczenia dostaw dodatkowego zasilania prądem zmiennym AC są traktowane oddzielnie.

Separacja kabli

Ponieważ zasady rozdziału kabli już istnieją między grupami systemów zwielokrotnionych oraz między systemami bezpieczeństwa i systemami nie będącymi systemami bezpieczeństwa, to może nie być praktycznie rozsądnym wprowadzenie dodatkowego rozdzielenia na podstawie poziomów obrony w głąb.

System zabezpieczeń reaktora (RPS) oraz inne aspekty oprzyrządowania i sterowania (I & C)

System zabezpieczeń reaktora (RPS) powinien być odpowiednio niezależny od innych systemów oprzyrządowania i sterowania (I & C) i musi być oddzielony funkcjonalnie od nich. RPS może pełnić funkcję I & C na innych poziomach niż 3, np. system zrzutu prętów bezpieczeństwa może być uruchamiany przez RPS dla konkretnych zdarzeń DiD na poziomie 2. Różnorakie środki I & C powinny być zaprojektowane na poziomie 3.b DiD w przypadku kiedy oczekuje się uszkodzenia RPS o wspólnej przyczynie. Systemy ograniczeń (nastaw) i sterowania (nie RPS) służące do uruchomienia systemów potrzebnych do obsługi zdarzeń na poziomie 2 mogą być połączone z I & C przy normalnej eksploatacji.

Obudowa bezpieczeństwa

Na każdym poziomie obrony istnieje potrzeba utrzymania szczelnego zamknięcia materiału radioaktywnego będąca funkcją bezpieczeństwa. Ta funkcja może być spełniona na przykład przy użyciu obudowy bezpieczeństwa w połączeniu z innymi SSCs. Obudowa bezpieczeństwa jest więc przykładem struktury, która jest używana na różnych poziomach obrony w głąb wymagania niezależnej obudowy bezpieczeństwa dla różnych poziomów obrony w głąb nie byłoby rozsądne z przyczyn praktycznych.

Zbiornik ciśnieniowy reaktora

Zbiornik ciśnieniowy reaktora w połączeniu z innymi SSCs może być używany do wypełniania / osiągnięcia kilku funkcji bezpieczeństwa na kilku poziomach DiD. Na przykład, na poziomie 1 i 2 DiD może to obejmować usuwanie i przekazywanie energii cieplnej z paliwa jądrowego podczas normalnej pracy i w warunkach nadzwyczajnych. Na poziomie 1, 2, 3 i 4 DiD może to obejmować usuwanie ciepła powyłaczeniowego z paliwa jądrowego do ostatecznego odbiornika ciepła, ponadto na poziomie 1, 2, 3 i 4 może to obejmować także zapobieganie rozproszaniu materiału radioaktywnego. Nie byłoby praktyczne wymagać niezależności dla tych różnych poziomów.

Lista szczegółowych uwarunkowań / przykładów podaje wytyczne wdrażania podstawowych oczekiwań dotyczących bezpieczeństwa, a tym samym nie jest wyczerpująca.

Definicje

Funkcjonalna separacja:

Zapobieganie wpływowi na sposób działania lub uszkodzenia jednego obwodu lub systemu przez inny⁵. Izolacja funkcjonalna odnosi się do izolacji wzajemnie połączonych ze sobą systemów i podsystemów, w taki sposób, aby zapobiec rozprzestrzenianiu się niewłaściwych lub fałszywych sygnałów z jednego systemu do drugiego, a także obejmuje izolację elektryczną i izolację przepływu informacji.

Podstawowa funkcja bezpieczeństwa:

Funkcja bezpieczeństwa jest to konkretny cel, który musi być osiągnięty dla zapewnienia bezpieczeństwa. W elektrowni jądrowej istnieją następujące trzy podstawowe funkcje bezpieczeństwa (wg MAEA SSR-2/1):

1. Kontrola reaktywności;
2. Usuwanie ciepła z reaktora i przechowalnika paliwa;
3. Zamknięcie materiału radioaktywnego, osłony przed promieniowaniem, jak również ograniczanie przypadkowych radioaktywnych uwolnień.

⁵ według glosariusza bezpieczeństwa MAEA

Niezależność systemów, elementów konstrukcji i wyposażenia:

Niezależne systemy, elementy konstrukcji i wyposażenia (SSCs) do wykonywania funkcji bezpieczeństwa na różnych poziomach DiD powinny posiadać obie cechy opisane w zamieszczonym wcześniej rozdziale Stanowiska 2 o tym samym tytule (na str. 15) przy zastosowaniu 3 wymienionych tam środków.

System ochrony reaktora:

System, który monitoruje i przetwarza zmienne istotne dla bezpieczeństwa, który po osiągnięciu wstępnie ustawionych limitów uruchamiających, automatycznie inicjuje niezbędne działania systemów kontroli bezpieczeństwa zdarzeń poziomu 3 DiD, w celu uniknięcia niebezpiecznych lub potencjalnie niebezpiecznych warunków. System ochrony reaktora obejmuje wszystkie elektryczne i mechaniczne urządzenia i okablowania, od czujników do urządzeń uruchamiających dane wejściowe.

STANOWISKO 3: SEKWENCJE ZŁOŻONE (USZKODZENIA WIEŁOKROTNE)

Wstęp

Obrona w głąb (DiD) jest kluczowym elementem celów bezpieczeństwa ustanowionych przez WENRA (*Western European Nuclear Regulators' Association*) dla nowych elektrowni jądrowych. W szczególności, te cele bezpieczeństwa wymagają rozszerzenia zakresu zademonstrowania bezpieczeństwa nowych elektrowni, zgodnie z wzmocnioną koncepcją obrony w głąb. Niektóre zdarzenia, uważane za „pozaprojektowe” dla istniejących obiektów, takie jak np. wystąpienia sekwencji złożonych, należy uwzględniać w projektowaniu nowych obiektów. W rezultacie uznano za przydatne dopracowanie tego podejścia, które pozostaje zgodne z normą SF-1 MAEA określającą podstawy bezpieczeństwa (por. Stanowisko 1 „Koncepcja obrony w głąb dla nowych elektrowni jądrowych”). W tej udoskonalonej koncepcji obrony w głąb dla nowych reaktorów po-

ziom 3 obrony składa się z poziomów 3.a i 3.b. Oba poziomy mają na celu „kontrolę awarii celem ograniczenia uwolnień radiologicznych i zapobieżenia eskalacji warunków topnienia rdzenia”. Poziom 3.a obejmuje „Postulowane pojedyncze zdarzenia inicjujące” natomiast 3.b „Wybrane sekwencje złożone, w tym ewentualne uszkodzenia lub nieskuteczność systemów bezpieczeństwa zaangażowanych na poziomie 3.a⁶”. Poziom 3.b jest związany z celem bezpieczeństwa O2, „awarie bez stopienia rdzenia”. Zgodnie z celem bezpieczeństwa O2 należy upewnić się, że awaria bez stopienia rdzenia nie wywołuje oddziaływania radiologicznego poza obiektem (*off-site*) lub ma tylko niewielki wpływ radiologiczny (w szczególności nie pociąga za sobą konieczności profilaktyki jądowej, schronienia lub ewakuacji). Przepisy projektowe rozważane na poziomie 3.b dla postulowanych sekwencji złożonych będą dalej obniżać częstotliwość i/lub łagodzić skutki sekwencji zdarzeń wykraczających poza te, które uznawane dotąd były za podstawę projektowania w dotychczas istniejących reaktorach, a więc zdarzeń takich jak przewidywalne stany przejściowe bez zrzutu prętów bezpieczeństwa (*anticipated transients without scram - ATWS*) lub całkowity brak zasilania elektrycznego (*station black out - SBO*).

Zakres

W sensie ogólnym, niedomagania systemu bezpieczeństwa lub systemu związanego z bezpieczeństwem elektrowni jądrowej mogą wynikać z różnych przyczyn. Te niedomagania mogłyby wynikać z powodu:

- i. pojedynczego Postulowanego Zdarzenia Inicjującego (PIE), z wynikłymi uszkodzeniami;
- ii. zewnętrznego lub wewnętrznego zagrożenia (np. trzęsienie ziemi, powódź, pożar) wpływającego na jeden lub kilka systemów bezpieczeństwa (lub systemów związanych z bezpieczeństwem);
- iii. uszkodzenia o wspólnej przyczynie lub z innych powodów niż postulowane zagrożenie, wpływającego na podobne wyposażenie w:

⁶ zdarzenia na poziomie 3.b są rozpatrywane jako część Warunków rozszerzenia projektu w dokumencie MAEA SSR 2.1

(a) tym samym systemie bezpieczeństwa (lub systemie związanym z bezpieczeństwem), lub (b) kilku systemach bezpieczeństwa (lub systemach związanych z bezpieczeństwem);

iv. uszkodzeń losowych, które wpływają jednocześnie na kilka systemów bezpieczeństwa (lub systemów związanych z bezpieczeństwem).

Uszkodzenia wynikające z PIE (i) lub postulowanego zagrożenia(ii) są częścią rozpatrywanego zdarzenia badanego z użyciem odpowiednich reguł. Sekcja ta zajmuje się sekwencjami złożonymi wynikającymi z awarii o wspólnej przyczynie, wpływającymi na sam system bezpieczeństwa lub system związany z bezpieczeństwem (iii a). Nie zakłada się innych awarii o wspólnej przyczynie wpływających na różne systemy bezpieczeństwa (lub systemy związane z bezpieczeństwem). Nie powinno być innych przepisów dotyczących projektowania w celu zapobieżenia takim trybom awarii. Kombinacje uszkodzeń losowych, które wpływają jednocześnie na kilka systemów bezpieczeństwa (lub systemów związanych z bezpieczeństwem) (iv) nie są postulowane deterministycznie w tym podejściu, i powinny być rozpatrywane w podejściu PSA.

Sekwencje złożone zdarzeń, które będą uwzględnione na etapie projektowania charakteryzuje się jako:

- postulowane uszkodzenia o wspólnej przyczynie lub nieskuteczność wszystkich zwielokrotnionych (*ang. redundant*) torów systemu bezpieczeństwa⁷ potrzebnych do wypełnienia funkcji bezpieczeństwa niezbędnych do radzenia sobie z przewidywanymi zdarzeniami operacyjnymi (AOOs) lub pojedynczym PIE (patrz przykłady w Tabeli 1), lub
- postulowane uszkodzenia o wspólnej przy-

⁷ słowniczek bezpieczeństwa MAEA: system bezpieczeństwa. System ważny dla bezpieczeństwa, służący zapewnieniu bezpiecznego wyłączenia reaktora lub usunięciu ciepła powyłączeniowego z rdzenia, lub ograniczeniu skutków przewidywanych zdarzeń eksploatacyjnych i awarii projektowych.

Systemy bezpieczeństwa składają się z systemu zabezpieczeń, systemów inicjujących i elementów zasilania systemu bezpieczeństwa. Składniki systemów bezpieczeństwa mogą być dostarczane wyłącznie w celu wykonywania funkcji bezpieczeństwa, lub mogą wykonywać funkcje bezpieczeństwa w niektórych stacjach operacyjnych, a funkcje nie będące funkcjami bezpieczeństwa w innych stacjach operacyjnych

czynnie systemu bezpieczeństwa lub systemu związanego z bezpieczeństwem potrzebnego do wypełnienia podstawowych funkcji bezpieczeństwa, w czasie normalnej eksploatacji (patrz przykłady w Tabeli 2).

Metodyka identyfikacji sekwencji złożonych zdarzeń

Identyfikację sekwencji złożonych należy rozpocząć od systematycznego podejścia deterministycznego opierając się na liście przewidywanych zdarzeń eksploatacyjnych i postulowanych pojedynczych zdarzeń inicjujących⁸. Do wypełniania funkcji związanych z bezpieczeństwem dla tych AOOs i PIE muszą być zidentyfikowane systemy bezpieczeństwa (lub systemy związane z bezpieczeństwem). Na tej podstawie powinno się rozszerzać listę sekwencji złożonych. Ponadto, powinna być skompilowana lista uszkodzeń o wspólnej przyczynie systemów bezpieczeństwa lub systemów związanych z bezpieczeństwem, niezbędnych do realizacji podstawowych funkcji bezpieczeństwa, w czasie normalnej eksploatacji. Proces ten jest wspierany przez PSA.

W rezultacie lista pośrednia powinna zawierać:

- AOOs i postulowane uszkodzenia o wspólnej przyczynie zwielokrotnionych torów systemu bezpieczeństwa;
- pojedyncze PIE i postulowane uszkodzenia o wspólnej przyczynie zwielokrotnionych torów systemu bezpieczeństwa;
- złożone lub konkretne scenariusze, w tym sekwencje złożone systemów bezpieczeństwa lub systemów związanych z bezpieczeństwem, w celu realizacji podstawowych funkcji bezpieczeństwa w czasie normalnej eksploatacji.

Procedurę identyfikacji należy przeprowadzić dla każdego stanu eksploatacji i objąć nią awarie chłodzenia basenu wypalonego paliwa. Na tej podstawie powinien być dokonany wybór odpowiedniej liczby granicznych przypadków, które stanowią największe wyzwanie dla kryteriów akceptacji i które określają parametry wydajności w zakresie bezpieczeństwa związanego

⁸ podejście można rozpocząć na początku projektowania ze skróconą listą opartą na osądzie inżynierskim i stopniowo korygować, w miarę zmian podejścia projektowego, aż do jego zakończenia.

z nimi wyposażenia, przy użyciu zwrotnych doświadczeń, praktyki inżynierskiej i oceny prawdopodobieństwa.

Przy wyborze sekwencji złożonych identyfikowanych w projekcie, należy rozpatrywać łącznie następujące czynniki:

- częstość zdarzenia;
- czas dla niezbędnych działań ludzkich;
- marginesy efektu przekroczenia granicy (*ang. cliff edge effects*), oraz
- radiologiczne i środowiskowe skutki zdarzenia (należy poświęcić uwagę scenariuszom z ominięciem obudowy bezpieczeństwa).

Wszelkie uogólnione częstości wyłączeń powinny być uzasadnione, biorąc pod uwagę w szczególności Ogólną częstość uszkodzeń rdzenia (CDF). Proces identyfikacji powinien prowadzić do listy postulowanych sekwencji złożonych, które muszą być uwzględnione w projekcie.

Oczekiwania projektowe

Podczas analizy postulowanych pojedynczych zdarzeń inicjujących w połączeniu z kryterium pojedynczego uszkodzenia zwykle ufa się wielokrotnionym zabezpieczeniom projektowym systemów bezpieczeństwa i ich funkcjom wspierającym, identyfikując sekwencje złożone podkreśla się różnorodność zabezpieczeń projektowych trzeciego poziomu DiD.

Oceny bezpieczeństwa stanu elektrowni wynikające z sekwencji awaryjnych wybranych przez zacierpnięcie ich z określonej metodologii należy przeprowadzić metodą deterministyczną, aby zaprojektować dodatkowe zabezpieczenia mające na celu zapobieganie warunkom uszkodzenia rdzenia. „Procedury awaryjne” będą celowe dla określenia zarządzania zabezpieczeniami i dania wskazówek dla niezbędnych działań ludzkich. Stosowność przewidzianych dodatkowych funkcji projektowych musi być oceniana przez modelowanie PSA i wyniki. Oczekiwania dotyczące dodatkowych cech bezpieczeństwa i związanych z nimi systemów, które są przewidziane do radzenia sobie w takich warunkach na poziomie 3.b koncepcji DiD nie muszą być tak rygorystyczne, jak dla poziomu 3.a, jeśli są one odpowiednio uzasadnione. Uzasadnienie takie może być oparte na argumentach probabili-

stycznych, uzupełnionych dodatkowymi czynnikami podobnymi do omówionych w poprzedniej części. Systemy mające na celu spełnienie tych warunków powinny mieć wystarczające zwielokrotnienie (redundancje) składników aktywnych, aby osiągnąć odpowiednią wiarygodność. Zgodnie ze Stanowiskiem 2 zatytułowanym „Niezależność poziomów obrony w głąb”, systemy, elementy konstrukcji i wyposażenia (SSCs) spełniające funkcje bezpieczeństwa stosowane w przypadku postulowanych pojedynczych zdarzeń inicjujących (poziom 3.a DiD) powinny być niezależne w zakresie racjonalnie praktykowanym od dodatkowych cech bezpieczeństwa stosowanych w przypadku postulowanych sekwencji złożonych (poziom 3.b DiD). Przy analizie bezpieczeństwa postulowanych sekwencji złożonych, można ufać SSCs stosowanym w przypadku postulowanych pojedynczych zdarzeń inicjujących, o ile zakłada się, że SSCs nie są niedostępne i nie są dotknięte sekwencją złożoną. SSCs specjalnie zaprojektowane do realizacji funkcji bezpieczeństwa stosowanych w postulowanych sekwencjach złożonych nie powinny być zaliczane do poziomu 3.a analizy zdarzeń dla tego samego scenariusza.

Demonstracja bezpieczeństwa

Rozpatrując dodatkowe cechy bezpieczeństwa na poziomie 3.b koncepcji DID należy wykazać, że przy założeniu postulowanych sekwencji złożonych pierwszy stan kontrolowany⁹ a następnie stan bezpieczny¹⁰ został osiągnięty, a kryteria radiologiczne celu O2 „Brak skutków radiologicznych poza elektrownią lub tylko minimalne skutki radiologiczne „zostaną spełnione analogicznie do wymogu na poziomie 3.a.

Po przeprowadzeniu kontroli kładzie się nacisk na osiągnięcie stanu bezpiecznego, w którym podstawowe funkcje bezpieczeństwa mogą być zapewnione i utrzymywane stabilnie przez

⁹ MAEA SSR 2.1: Stan elektrowni, bezpośrednio po spodziewanym zdarzeniu eksploatacyjnym lub wystąpieniu awarii, w którym podstawowe funkcje bezpieczeństwa mogą być zapewnione, i które mogą być utrzymywane przez czas wystarczający, aby wdrożyć środki umożliwiające osiągnięcie stanu bezpiecznego.

¹⁰ MAEA SSR-2.1: Stan elektrowni, bezpośrednio po spodziewanym zdarzeniu eksploatacyjnym lub wystąpieniu awarii, w którym reaktor jest w stanie podkrytycznym, i podstawowe funkcje bezpieczeństwa mogą być zapewnione i stabilnie utrzymywane przez długi czas.

długi czas. Dla technicznej demonstracji bezpieczeństwa, kryteria akceptacji powinny być jak niżej:

- szybkie osiągnięcia podkrytyczności rdzenia i utrzymywanie jej;
- brak lub tylko ograniczone uszkodzenie paliwa oraz zapewnienie geometrii rdzenia, umożliwiającej jego schłodzenie;
- zapobieganie energetycznemu rozpraszaniu paliwa, w tym warunkom dla awarii wywołanej reaktywnością;
- ograniczenie ciśnienia chłodziwa reaktora w obrębie granicy ciśnieniowej obiegu chłodzenia poniżej uzasadnionej wartości;
- utrzymanie paliwa w basenie wypalonego paliwa zanurzonego w chłodziwie z wystarczającym zapasem i zapewnienie, że potencjalne warunki wrzenia nie wykluczą potencjalnego dostępu, niekoniecznie przez pracowników, do wykonywania procedur awaryjnych.

Dla poziomu 3.b, metody analiz i warunków brzegowych, projektowanie i zasady oceny bezpieczeństwa mogą być opracowywane zgodnie z metodą stopniowanego podejścia, również w oparciu o analizę probabilistyczną. Metoda najlepszego oszacowania i mniej rygorystyczne

zasady niż dla poziomu 3.a mogą być stosowane tylko wtedy, jeżeli zostaną odpowiednio uzasadnione. Jednak maksymalne dopuszczalne skutki radiologiczne dla sekwencji złożonych (poziom 3.b) i postulowanych pojedynczych zdarzeń (poziom 3.a) są ograniczone przez cel bezpieczeństwa O2.

Przykłady scenariuszy sekwencji złożonych

Poniżej podano kilka przykładów scenariuszy sekwencji złożonych. Szczegółowe spisy scenariuszy sekwencji złożonych elektrowni mogą zawierać te przykłady, ale prawdopodobnie nie będą się do tego ograniczać.

W niniejszym opracowaniu wykorzystano wybrane fragmenty projektu raportu z października 2012 r. „Safety of new NPP designs – study by WENRA Reactor Harmonization Working Group”.

Notka o autorach

mgr Tadeusz Białkowski – główny specjalista PAA, redaktor naczelny kwartalnika BJOR;

mgr inż. Maciej Jurkowski – Wiceprezes PAA, Główny Inspektor Dozoru Jądrowego, obserwator z ramienia Polski w WENRA.

Tabela 1. Przykłady postulowanych uszkodzeń o wspólnej przyczynie systemów bezpieczeństwa wymaganych do pełnienia funkcji bezpieczeństwa niezbędnych do radzenia sobie z AOO lub pojedynczym PIE.

Zakres	Postulowane zdarzenie inicjujące	Utrata systemu bezpieczeństwa
Awaria utraty chłodzenia (LOCA)	Mała LOCA	wtrysku średniociśnieniowego
	Mała LOCA	wtrysku niskociśnieniowego
Utrata zasilania elektrycznego	Utrata zasilania zewnętrznego	dostarczania zasilania awaryjnego
Całkowita utrata wody zasilającej	Utrata głównej wody zasilającej	dostarczania awaryjnej wody zasilającej
Przewidywany stan przejściowy bez awaryjnego wyłączenia reaktora (ATWS)	Przewidywany stan przejściowy	szybkiego wyłączenia

Tabela 2. Przykłady postulowanych uszkodzeń o wspólnej przyczynie systemów bezpieczeństwa wymaganych do pełnienia podstawowych funkcji bezpieczeństwa podczas normalnej eksploatacji

Zakres	Warunek inicjujący	Utrata systemu
Utrata RHR	normalna eksploatacja	usuwania ciepła powyłączeniowego
Utrata UHS	normalna eksploatacja	ostatecznego ujścia ciepła
Utrata CCW/ECW	normalna eksploatacja	wody pośrednich układów chłodzenia / wody ruchowej odpowiedzialnej
Utrata chłodzenia basenu wypalonego paliwa	normalna eksploatacja	chłodzenia basenu wypalonego paliwa

LEKCJE Z AWARII EJ FUKUSHIMA DAI-ICHI

Przed dwoma laty, w marcu 2011 roku miała miejsce w Japonii ciężka awaria kilku bloków energetycznych w elektrowni jądrowej (EJ) Fukushima Dai-ichi. Mimo że dogłębna analiza tej awarii nie została jeszcze zakończona, można zwrócić uwagę na niektóre jej elementy. Bezpośrednią przyczyną awarii było trzęsienie ziemi, a następnie tsunami w połączeniu z nieodpowiednimi zabezpieczeniami przed tego typu i skali zjawiskiem naturalnym w pierwotnym projekcie elektrowni. Nie wykorzystano w dostatecznym stopniu sposobności ulepszenia zabezpieczeń przed tsunami możliwych do wykonania, na przykład jako część procesu okresowego przeglądu bezpieczeństwa (*ang. Periodic Safety Review, PSR*). Na nieodpowiednie do skali zjawiska zabezpieczenie przed awarią oraz trudności w zarządzaniu reagowaniem, obok kultury bezpieczeństwa miały wpływ czynniki organizacyjne, w tym możliwości podejmowania decyzji. W wyniku tsunami podstawowe funkcje bezpieczeństwa zostały w elektrowni utracone, prowadząc do uszkodzenia w trzech blokach rdzeni reaktorów, a następnie do znacznych uwolnień substancji promieniotwórczych do środowiska. Awaria EJ Fukushima Dai-ichi pokazuje ważność dla zapewnienia bezpieczeństwa prawidłowej realizacji zasady obrony w głąb (*Defence-in-Depth, DiD*), przyjęcia w podstawach projektowych prawidłowych założeń z punktu widzenia ochrony przed zagrożeniami zewnętrznymi oraz potrzebę zapewnienia solidnego procesu PSR prowadzonego pod kontrolą niezależnego organu dozoru jądrowego. Awaria potwierdziła również potrzebę dysponowania wynikami kompleksowych analiz bezpieczeństwa przy użyciu w sposób komplementarny metod zarówno deterministycznych jak i probabilistycznych, celem pełnego pokrycia w miarę możliwości wszystkich czynników mających wpływ na bezpieczeństwo. W ocenie bezpieczeństwa szczególną uwagę należy zwrócić na sytuacje występowania w jednej lokalizacji wielu bloków jądrowych oraz na aspekty związane z ich długotrwałą eksploatacją.

Awaria EJ Fukushima Dai-ichi pokazuje także znaczenie dysponowania w miejscu lokalizacji odpowiednimi technicznymi i ludzkimi środkami reagowania, uwzględniającymi odpowiednio skalę potencjalnych zagrożeń zewnętrznych oraz skutki awarii ze stopieniem rdzenia. Ważną lekcją z awarii było zwrócenie uwagi na duże znaczenie by sterownia i centrum reagowania kryzysowego były odpowiednio chronione przed zagrożeniami zewnętrznymi. Inną kluczową lekcją była konieczność zajmowania się chłodzeniem i integralnością basenów wypalonego paliwa w podobnym stopniu jak to się czyni w odniesieniu do reaktorów. Wpływ lokalizacji na rozwiązania projektowe jest szczególnie widoczny w zakresie zabezpieczenia wystarczająco zróżnicowanego zaopatrzenia w energię elektryczną oraz chłodzenia. W ogóle, to trzeba pamiętać, że specyficzny charakter poszczególnych zdarzeń i wyzwań, nigdy nie może być całkowicie uwzględniony w projektowaniu i eksploatacji elektrowni jądrowej (a nawet dowolnego innego obiektu przemysłowego). Jednak solidny projekt oparty na DiD ze znacznymi marginesami bezpieczeństwa i różnorodnymi środkami służącymi zapewnieniu podstawowych funkcji bezpieczeństwa, jak również kompleksowe plany reagowania operatora pomogą chronić obiekt przed nieoczekiwanymi zdarzeniami. Liczne badania dotyczące awarii zostały już przeprowadzone, a szczegółowe badania techniczne w Japonii i innych krajach są nadal w toku. W ich następstwie sformułowano niżej podane wnioski w sprawie niektórych podstawowych kwestii bezpieczeństwa w odniesieniu do siedmiu stanowisk opisanych w artykule w poprzednim numerze Biuletynu, oparte w całości lub jedynie wzmocnione doświadczeniami z awarii EJ Fukushima Dai-ichi.

ZAGROŻENIA ZEWNĘTRZNE

Awaria EJ Fukushima Dai-ichi wzmocniła potrzebę przeprowadzenia kompleksowej analizy wszystkich zagrożeń zewnętrznych jako części procesu projektowania nowych elektrow-

ni jądrowych, oraz okresowych ocen ich bezpieczeństwa. Podobnie jak w przypadku innych obszarów demonstracji bezpieczeństwa, również w analizie zagrożeń zewnętrznych powinny być uwzględnione wszystkie te miejsca elektrowni gdzie znajdują się znaczne ilości substancji promieniotwórczych. Awaria w Fukushima uświadomiła konieczność brania realnie pod uwagę poważnych zagrożeń mimo, że występują one bardzo rzadko.

NIEZAWODNOŚĆ FUNKCJI BEZPIECZEŃSTWA

Lekcje z EJ Fukushima Dai-ichi wskazują na znaczenie prawidłowego wdrożenia koncepcji obrony w głąb (DiD) i potrzebę odpowiedniej ochrony elektrowni przed rzadkimi i poważnymi zagrożeniami zewnętrznymi. Zewnętrzne zagrożenia zostały wszechstronnie rozważone w Stanowisku 6 WENRA. Podejście do obrony w głąb, niezależność poziomów obrony w głąb i sekwencje złożone zdarzeń są kompleksowo rozważone w Stanowiskach 1, 2 i 3.

Odprowadzanie ciepła rozpadu

Elektrownia jądrowa musi posiadać rozwiązanie umożliwiające odprowadzanie ciepła rozpadu (powyłączeniowego) w sytuacjach rzadkich i poważnych zagrożeń (Stanowisko 6 WENRA). W takich sytuacjach muszą być zapewnione odpowiednie zabezpieczenia niezbędnego zasilania energią elektryczną. Zgodnie ze Stanowiskiem 1 podejścia DiD, utrata pierwotnego ostatecznego ujęcia ciepła lub dostępu do niego powinny być uwzględnione w projekcie. Podstawowe i alternatywne środki usuwania ciepła rozpadu w sytuacji awaryjnej powinny funkcjonować niezależnie.

Zapewnienie dostaw energii

Gdy funkcje bezpieczeństwa elektrowni jądrowych opierają się na zasilaniu prądem przemiennym AC, wymagane jest różnorodne awaryjne zasilanie AC, jako część dodatkowych cech bezpieczeństwa podpoziomu 3.b DiD, w celu radzenia sobie z awariami o wspólnej przyczynie w systemie pierwotnego awaryjnego zasilania energią elektryczną (Stanowiska 2 i 3 WENRA). Inne działania na rzecz zwiększenia

niezawodności zasilania elektrycznego EJ dotyczą wzmocnionych zabezpieczeń długookresowej rezerwy paliwa i olejów smarowych dla wszystkich awaryjnych jednostek zasilających na miejscu i zapewnienia możliwości korzystania z przenośnych źródeł zasilania elektrycznego. Powinna być zabezpieczona odpowiednia pojemność niektórych krytycznych baterii akumulatorów i można wymagać poprawy w zakresie możliwości ponownego ich ładowania. Samoczynne przejście urządzenia po uszkodzeniu do stanu bezpiecznego (ang. *fail-safe*) w przypadku utraty zasilania elektrycznego musi być uwzględnione w projekcie biorąc pod uwagę potencjalnie sprzeczne wymagania dla tego urządzenia.

AWARIE ZE STOPIENIEM RDZENIA

Awaria EJ Fukushima Dai-ichi potwierdza, że przy projektowaniu elektrowni jądrowych istnieje potrzeba uwzględniania awarii ze stopieniem rdzenia. W projekcie muszą być przewidziane dodatkowe, uzupełniające cechy bezpieczeństwa (zdefiniowane w Stanowisku 2), które w razie awarii prowadzącej do stopienia rdzenia zapewniają odpowiednią integralność obudowy bezpieczeństwa, jak to omówiono w Stanowisku 4. Solidne uzupełniające cechy bezpieczeństwa (poziomu 4 DiD) specjalnie zaprojektowane dla spełniania funkcji bezpieczeństwa wymaganych w postulowanych awariach ze stopieniem rdzenia powinny być niezależne, w rozsądnie praktykowanym zakresie od systemów i elementów konstrukcji i wyposażenia (*Systems, Structures and Components - SSCs*) innych poziomów DiD, jak zostało to omówione w Stanowiskach 2 i 4. Awarie ze stopieniem rdzenia, które doprowadziłyby do wczesnych lub dużych uwolnień powinny być praktycznie wyeliminowane. Analizy obejmują wszystkie stany elektrowni (praca na mocy, wymiana paliwa, remonty, konserwacje, itp.), jak również różne klasy zdarzeń inicjujących (zdarzenia wewnętrzne, pożary, wstrząsy sejsmiczne,...), przedyskutowane w Stanowisku 5. Podstawowe zasady projektowania, odnoszące się do awarii EJ Fukushima Dai-ichi, dotyczą posiadania możliwości filtrowania uwolnień (substancji uwalnianych w sposób kontrolowany) z obudowy bezpieczeństwa, jeśli uwalnianie

takie jest przewidziane, wytrzymałości obudowy bezpieczeństwa na maksymalne ciśnienie awaryjne oraz postępowania z wodorem, co omówiono w Stanowisku 4. W projekcie i rozważaniach dotyczących zarządzania awarią powinna być uwzględniona konieczność zarządzania dużymi ilościami skażonej wody chłodzącej i filtrowania upustów z obudowy bezpieczeństwa w dłuższym okresie czasu.

ZBIORNIK WYPALONEGO PALIWA

Awaria EJ Fukushima Dai-ichi naświetliła również potrzebę projektowania i zapewnienia odpowiedniego bezpieczeństwa zbiornikom wypalonego paliwa. Oznacza to, że powinny być odpowiednio zidentyfikowane pojedyncze zdarzenia inicjujące, sekwencje złożone (patrz Stanowisko 3), zagrożenia wewnętrzne oraz zewnętrzne (patrz Stanowisko 6). Oprócz posiadania odpowiedniego oprzyrządowania i kontroli zbiornika zużytego paliwa, także w warunkach awaryjnych, WENRA uważa, że zarówno podejście obrony w głąb (patrz Stanowisko 1) jak i praktyczne wyeliminowanie awarii z wczesnym lub dużym uwolnieniem (patrz Stanowisko 5) są w pełni stosowalne do zbiorników przechowawczych paliwa wypalonego. Gdy dochodzi do przegrzania wypalonego paliwa w zbiorniku służącym do jego przechowywania poza reaktorem, dalszy rozwój sytuacji jest bardzo trudny do przewidzenia i oceny jego skutków. Zatem podstawowym podejściem do zbiornika wypalonego paliwa powinno być „praktyczne wyeliminowanie” możliwości rozległego uszkodzenia paliwa z powodu oddziaływań mechanicznych, termicznych lub chemicznych. Aby to osiągnąć, ważne jest, aby zapewnić integralność zbiorników zużytego paliwa i utrzymania w nich odpowiedniego poziomu wody. Ponadto musi być zapewniona podkrytyczność paliwa. W strategii praktycznego wyeliminowania uszkodzeń paliwa można uwzględnić fakt, że czasy opóźnienia, po którym następuje niedopuszczalne podgrzanie wypalonego paliwa w przypadku utraty normalnych systemów chłodzenia, są zwykle stosunkowo długie (jeśli rdzeń reaktora nie był przeniesiony do zbiornika niedawno). Proces praktycznego wyeliminowania

omówiono w Stanowisku 5. Należy zapewnić konstrukcyjną integralność zbiorników wypalonego paliwa, która wymaga utrzymania odpowiedniego poziomu wody w zbiornikach nawet w przypadku rzadkich lecz poważnych zagrożeń zewnętrznych.

OCENA BEZPIECZEŃSTWA

Solidny proces okresowego przeglądu bezpieczeństwa (PSR) jest bardzo ważny dla ciągłej poprawy bezpieczeństwa elektrowni jądrowych. W przypadku, gdy wyniki PSR wskazują na potrzebę wprowadzenia środków naprawczych awarii, konieczne jest, aby środki te zostały określone i wdrożone w sposób efektywny. W deterministycznych i probabilistycznych ocenach bezpieczeństwa należy rozważyć długotrwałe środki łagodzące skutki awarii oraz należy zwrócić uwagę na ich niezawodność i trwałość. Przy lokalizacjach EJ z wieloma blokami jądrowymi, elektrownie powinny być w ocenach bezpieczeństwa traktowane jako całość oraz muszą być analizowane interakcje między różnymi blokami. Zagrożenia, które mogą mieć wpływ na kilka bloków EJ muszą być zidentyfikowane i odpowiednio uwzględnione w tych analizach.

PRZYGOTOWANIE NA WYPADEK AWARII W PROJEKCIE EJ

Awaria EJ Fukushima Dai-ichi pokazała, że zdarzenia zakłócające infrastrukturę regionalną oraz dotykające kilku jednostek w tej samej lokalizacji mogą mieć istotny, niekorzystny wpływ na realizację wymaganych działań reagowania awaryjnego („zarządzania awarią”- ang. *accident management*). Musi być zapewniona dostępność, funkcjonalność i możliwość przebywania w sterowni i centrum reagowania kryzysowego. Będzie to wymagało odpowiedniego zabezpieczenia przed rzadkimi lecz poważnymi zagrożeniami zewnętrznymi. W warunkach postulowanej awarii ze stopieniem rdzenia należy zapewnić odpowiednio osłonięte i chronione przestrzenie służące za pomieszczenia dla pracowników niezbędnych do usuwania skutków awarii. Musi być zapewniona również dostępność lokalnych punktów sterowania wymaganych do ręcznych działań. Musi być również zapewniona niezawodność i funkcjonalność wewnętrznych

i zewnętrznych systemów komunikacyjnych, urządzeń mierzących uwolnienia, poziom promieniowania i warunki meteorologiczne, z uwzględnieniem warunków dotyczących rzadkich lecz poważnych zagrożeń zewnętrznych.

PODSUMOWANIE

Jednym z celów Stowarzyszenia Zachodnioeuropejskich Organów Dozoru Jądrowego (WENRA), jak wskazano w jego akcie powołania, jest opracowanie zharmonizowanego podejścia w zakresie bezpieczeństwa jądrowego i ochrony radiologicznej oraz ich regulacji. Raport określa wspólne stanowiska określone przez Grupę Roboczą ds. Harmonizacji (bezpieczeństwa) Reaktorów (RHWG) WENRA dla wybranych kluczowych kwestii bezpieczeństwa budowanych nowych elektrowni jądrowych (EJ). Ponadto Raport omawia niektóre z najważniejszych doświadczeń (lekcji) z awarii w EJ Fukushima Dai-ichi, w szczególności dotyczących projektów nowych elektrowni jądrowych, i jak jest to ujęte w celach bezpieczeństwa nowych reaktorów i wspólnym Stanowisku¹. W budowie nowych elektrowni jądrowych powinna być stosowana zasada obrony w głąb (*Defence-in-Depth, DiD*) i odpowiednia niezależność między poszczególnymi poziomami ochrony. W udoskonalonej koncepcji DiD dla nowych elektrowni jądrowych trzeci poziom obrony został rozszerzony do podpoziomów 3.a oraz 3.b. Podpoziom 3.a obejmuje postulowane pojedyncze zdarzenia inicjujące, a podpoziom 3.b wybrane sekwencje złożone w tym ewentualne uszkodzenia lub nieefektywność systemu bezpieczeństwa związanego z podpoziomem 3.a. Dla dodatkowych cech bezpieczeństwa na podpoziomie 3.b koncepcji DiD powinno być wykazane, że przy założeniu, postulowanych sekwencji złożonych kryteria radiologiczne celu bezpieczeństwa O2 „Brak skutków radiologicznych poza elektrownią lub tylko minimalne skutki” zostaną spełnione, analogicznie do wymogu na podpoziomie 3.a. Awaryje ze stopieniem rdzenia należy również uwzględnić w projekcie elektrowni jądrowych. Uzupełniające elementy bezpieczeństwa na

poziomie 4 obrony w głąb muszą być uwzględnione w projekcie, który zapewnia integralność obudowy bezpieczeństwa w razie awarii prowadzącej do stopienia rdzenia.

Podstawowym celem jest to, że musi być niezależność w rozsądnie praktykowanym zakresie pomiędzy różnymi poziomami DiD, tak, że awaria jednego poziomu DiD nie osłabia obrony w głąb, zapewnianej na innych poziomach zaangażowanych w ochronę lub łagodzenie zdarzenia. Należy podkreślić odpowiednią niezależność między poziomami 2, 3 i 4. SSCs obsługujące zdarzenia podpoziomu 3.a DiD i dodatkowe cechy bezpieczeństwa zdarzeń podpoziomu 3.b powinny być niezależne w rozsądnie praktykowanym zakresie. Uzupełniające elementy bezpieczeństwa przeznaczone dla realizacji podstawowych funkcji bezpieczeństwa, wymaganych w postulowanych awariach ze stopieniem rdzenia (poziom 4 DiD) powinny być niezależne, w rozsądnie praktykowanym zakresie od SSCs innych poziomów obrony w głąb. Zgodnie z celem O3 elektrownie jądrowe muszą być zaprojektowane w taki sposób, że nawet w razie awarii ze stopieniem rdzenia tylko ograniczone środki ochronne w zakresie i czasie są potrzebne dla społeczeństwa (brak stałego przemieszczenia, brak długoterminowych ograniczeń w konsumpcja żywności, brak potrzeby ewakuacji poza bezpośrednim sąsiedztwem elektrowni, ograniczone schronienie). Profilaktyka jodowa powinna być także ograniczona na obszarze i w czasie. Musi być dostępny wystarczający czas do realizacji tych środków. Wszystkie sekwencje awaryjne, które mogą prowadzić do wczesnych lub dużych uwolnień promieniotwórczych muszą być praktycznie wyeliminowane. Aby zidentyfikować te sekwencje awaryjne, które mają potencjał, aby spowodować duże lub wczesne uwolnienia, powinny być stosowane deterministyczne analizy, poparte praktyką inżynierską i oceną prawdopodobieństwa. Praktycznego wyeliminowania sekwencji awaryjnych nie można żądać tylko na podstawie zgodności z ogólnym zmniejszeniem wartości prawdopodobieństwa. Nawet jeśli prawdopodobieństwo scenariusza wypadków jest bardzo niskie, powinny zostać zrealizowane dodatkowe praktycznie uzasadnione cechy konstrukcyjne, środki operacyjne lub procedury zarządzania awarią obniżające dalsze ryzyko.

¹ dotyczy 7 stanowisk z raportu z października 2012 r. *Safety of new NPP designs - study by WENRA Reactor harmonization Working Group* - patrz biuletyn BJOR nr 4 (90)/2012, str. 23.

Zagrożenia zewnętrzne mogą jednocześnie wpływać na cały obiekt, łącznie z rezerwami elementów bezpieczeństwa oraz systemami nie będącymi systemami bezpieczeństwa. Ocena bezpieczeństwa dla nowych elektrowni jądrowych powinna zademonstrować, że zagrożenia zewnętrzne zostaną usunięte lub zminimalizowane, na ile to możliwe. Dla nowych reaktorów zagrożenia zewnętrzne powinny być traktowane jako integralna część projektu, a poziom szczegółowości dostarczonych analiz powinien być proporcjonalny do wkładu do całkowitego ryzyka. Rzadkie i ciężkie zagrożenia zewnętrzne, w tym te, które są dodatkowe w stosunku do ogólnej podstawy projektowania, muszą zostać uwzględnione w analizie ogólnej. Zewnętrzne zagrożenia określone w ogólnych zasadach projektowania elektrowni nie powinny prowadzić do awarii ze stopieniem rdzenia (cel O2). Sekwencje awaryjne ze stopieniem rdzenia wynikające z rzadkich i poważnych zagrożeń zewnętrznych, które mogłyby prowadzić do wczesnych lub dużych uwolnień powinny być praktycznie wyeliminowane (cel O3). Mimo podjętych środków zapobiegania celowemu uderzeniu komercyjnego samolotu, zdarzenie to należy rozpatrywać w projekcie nowych elektrowni jądrowych. Ogólnie oczekuje się, że takie katastrofy nie powinny prowadzić do stopienia rdzenia, a więc nie powodują one większego niż drobny wpływ radiologiczny, jak stwierdzono w celu bezpieczeństwa O2. Lekcje z awarii EJ Fukushima Dai-ichi wskazują na znaczenie prawidłowego wdrożenia koncepcji obrony w głąb (DiD) i potrzebę odpowiedniej ochrony elektrowni przed rzadkimi i ciężkimi zagrożeniami zewnętrznymi. Elektrownia jądrowa powinna mieć urządzenia umożliwiające odprowadzanie ciepła rozpadu w przypadku rzadkich i ciężkich zagrożeń. W takiej sytuacji musi być zapewniona ochrona niezbędnego zasilania elektrycznego. Zgodnie z podejściem DiD WENRA, utrata pierwotnego ostatecznego ujścia ciepła lub dostępu do niego powinna być uwzględniona w projekcie. Podstawowe i alternatywne środki służące do usuwania ciepła rozpadu w sytuacji awaryjnej powinny funkcjonować niezależnie.

Metoda postępowania ze zbiornikiem wypalonego paliwa powinna albo „praktycznie wyeliminować” awarie, które mogłyby prowadzić do wczesnych lub dużych uwolnień, albo wprowadzić zabezpieczenia projektowe tak, że tylko ograniczone do określonego czasu i obszaru środki ochrony ludności byłyby potrzebne. Należy zapewnić konstrukcyjną integralność zbiorników wypalonego paliwa, poprzez utrzymywanie odpowiedniego poziomu wody w zbiornikach w przypadku rzadkich i poważnych zagrożeń zewnętrznych. Musi być zainstalowane w zbiornikach odpowiednie oprzyrządowanie. Dla wieloblokowych lokalizacji, elektrownie powinny być traktowane jako całość przy ocenie bezpieczeństwa. Należy analizować oddziaływania pomiędzy różnymi jednostkami. Należy rozważyć długoterminowe środki łagodzące skutki awarii w deterministycznych i probabilistycznych ocenach bezpieczeństwa. Dla ciągłej poprawy bezpieczeństwa elektrowni jądrowych bardzo ważne są solidne okresowe przeglądy bezpieczeństwa (PSR). Awaria EJ Fukushima Dai-ichi pokazała, że zdarzenia zakłócające infrastrukturę regionalną i wpływ kilku jednostek o tej samej lokalizacji może mieć istotny niekorzystny wpływ na realizację wymaganej akcji zarządzania awarią. Sterownia i centrum reagowania kryzysowego muszą być zabezpieczone przed rzadkimi i ciężkimi zagrożeniami zewnętrznymi. Muszą być zapewnione: niezawodność i funkcjonalność wewnętrznych i zewnętrznych systemów komunikacyjnych, urządzenia pomiaru uwolnień, poziomu promieniowania i warunków meteorologicznych, z uwzględnieniem warunków dotyczących rzadkich i poważnych zagrożeń zewnętrznych.

W niniejszym opracowaniu wykorzystano wybrane fragmenty projektu raportu z października 2012 r. „Safety of New NPP designs – study by WENRA Reactor Harmonization Working Group”.

Tłum. TB, MJ

ZAGROŻENIA RADIACYJNE ZWIĄZANE Z NATURALNĄ PROMIENIOTWÓRCZOŚCIĄ W PODZIEMNYCH ZAKŁADACH GÓRNICZYCH

Bogusław Michalik, Małgorzata Wysocka
Główny Instytut Górnictwa

1. Źródła zagrożenia radiacyjnego w podziemnych zakładach górniczych

Zagrożenie radiacyjne w podziemnych zakładach górniczych związane jest z występowaniem naturalnych nuklidów promieniotwórczych w stężeniach przekraczających wartości występujące w materiałach tworzących wierzchnią warstwę skorupy ziemskiej.

Czynnikami zagrożenia, wspólnym dla wszystkich rodzajów podziemnego górnictwa, jest radon, a właściwie jego produkty rozpadu, tworzące w atmosferze kopalni aerozole. Aerozole, zdeponowane w układzie oddechowym ulegają rozpadowi, emitując promieniowanie alfa oddziałujące destrukcyjnie na tkanki. Stężenie radonu oraz produktów rozpadu w atmosferze kopalni w niewielkim stopniu zależy od eksploatowanego surowca, a związane jest głównie ze sposobem prowadzenia robót górniczych oraz systemem wentylacji. W górnictwie węglowym, w miejsce dawniej stosowanej eksploatacji z podsadzką, wdraża się eksploatację prowadzaną metodą na zawał. Podsadzanie wyrobisk polega na wypełnieniu pustki poeksploatacyjnej (tzw. zrobów) na przykład piaskiem, skałą płonną, odpadami z przeróbki mechanicznej, żużlem wielkopiecowym oraz coraz częściej pyłami dymonicowymi. Podsadzanie zmniejsza deformację górotworu spowodowaną eksploatacją złoża, przez co chroni powierzchnię oraz poziomy i pokłady wyżej zalegające. Ponadto zmniejsza wydzielanie gazów do wyrobisk eksploatacyjnych i uniemożliwia niepożądany przepływ powietrza w zrobach. System zawalowy polega na zawaleniu warstw stropowych w pustce poeksploatacyjnej. Załamujące się

skały stropowe krusząc się zwiększają swoją objętość, przez co następuje samopodsadzanie pustek po wybranym węglu. Zrobry wypełniają się pokruszonymi skałami o dużej powierzchni, co sprzyja intensywnej ekshalacji radonu do powietrza w systemie wentylacji kopalni. W rezultacie obserwuje się wzrost stężenia pochodnych radonu na stanowiskach pracy w podziemnych wyrobiskach górniczych.

Drugim czynnikiem zagrożenia radiacyjnego w podziemnych zakładach górniczych są osady zawierające duże stężenia radu. Źródłem radu w osadach są wody złożowe, towarzyszące pokładowi węgla. Występowanie wód zawierających rad zależy od lokalnych warunków hydrogeologicznych i nie jest zjawiskiem powszechnie występującym we wszystkich kopalniach. Wody złożowe zawierają rad ^{226}Ra i rad ^{228}Ra , w stężeniach niejednokrotnie sięgających nawet kilkuset bekereli na litr. Wody dołowe w czasie eksploatacji są uwalniane z górotworu i ze względów technologicznych muszą być usuwane z podziemnych wyrobisk na powierzchnię. W takich okolicznościach często następuje współstrącenie radu i baru w postaci trudno rozpuszczalnego siarczanu barowo-radowego BaRaSO_4 . W rezultacie tego procesu, a następnie sedimentacji zawiesiny mechanicznej niesionej przez wody kopalniane, powstają osady zawierające duże stężenia radu, sięgające nawet kilkuset kBq/kg. Zakres mierzonych sumarycznych stężeń ^{226}Ra i ^{228}Ra mieści się w granicach od wartości charakterystycznych dla materiałów tworzących wierzchnią warstwę skorupy ziemskiej tj. kilkudziesięciu Bq/kg do 550 kBq/kg. Średnia wartość to 11 400 Bq/kg a mediana 845 Bq/kg ($n=2863$)¹. W porów-

naniu do izotopów radu, stężenia pozostałych naturalnych nuklidów promieniotwórczych są niewielkie. Stężenie izotopów uranu oraz ^{232}Th zazwyczaj nie przekracza kilkudziesięciu Bq/kg. Stężenia produktów rozpadu radu (^{228}Th i ^{210}Pb) zależą od miejsca powstawania osadów i zmieniają się w miarę upływu czasu od ich powstania. Ze względu na zagrożenie pracowników na stanowiskach pracy istotne jest pojawienie się ^{228}Th , którego stężenie w osadach wzrasta stosunkowo szybko, przekraczając stężenie promieniotwórcze nuklidu macierzystego (^{228}Ra) już po pięciu latach.

Osady zawierające rad są źródłem ekspozycji na zewnętrzne promieniowanie gamma dla pracujących w ich sąsiedztwie osób. W przypadku bezpośredniego kontaktu, istotnym czynnikiem zagrożenia radiacyjnego jest również wniknięcie drogą oddechową jak i przypadkowe wniknięcie drogą pokarmową. Szacuje się, że ilości powstających w jednej kopalni osadów o podwyższonych zawartościach radu mogą sięgać nawet kilku tysięcy ton rocznie. Radonośne wody złożowe jako bezpośredni czynnik zagrożenia dla ludzi mogą być istotne jedynie w przypadku wniknięcia drogą pokarmową, co ze względu na ich duże zasolenie jest mało prawdopodobne.

2. Regulacje prawne, przegląd ich nowelizacji

O występowaniu radonośnych wód w kopalniach węgla kamiennego po raz pierwszy wzmiankował Sałdan². W kolejnych latach zjawisko to było przedmiotem intensywnych badań Laboratorium Radiometrii Głównego Instytutu Górnictwa^{3,4}. Efektem działań GIG było zidentyfikowanie źródeł zagrożenia radiacyjnego w kopalniach, a następnie opracowanie własnych metod kontroli zagrożenia radiacyjnego dla kopalni⁵. Od lat 80. ub. stulecia we wszystkich podziemnych zakładach wydobywczych funkcjonuje system regularnego monitoringu wszystkich czynników prowadzących do wzrostu zagrożenia radiacyjnego⁶. W 1989 roku w ustawie *Prawo geologiczne i górnicze* występowanie naturalnej promieniotwórczości w podziemnych zakładach górniczych zostało zakwalifikowane do jednego z licznych zagrożeń naturalnych występujących

w kopalniach. Na mocy przepisów wykonawczych wprowadzany został tzw. limit użytkowy na poziomie 20 mSv/rok, wyrażony jako dawka skuteczna a kierownictwo zakładu górniczego zostało zobowiązane do wprowadzenia metod organizacji pracy, które uniemożliwiłyby jego przekroczenie.

W związku z wstąpieniem do Unii Europejskiej, Polska została zobligowana do wprowadzenia wymagań, ustalonych w Dyrektywie Rady Unii Europejskiej z 1996 r. ustanawiającej podstawowe normy bezpieczeństwa w zakresie ochrony zdrowia pracowników i ogółu ludności przed zagrożeniami wynikającymi z oddziaływania promieniowania jonizującego⁷. Dyrektywa ta obliuguje (między innymi) państwa członkowskie do zidentyfikowania obszarów występowania podwyższonych stężeń naturalnych izotopów promieniotwórczych, przeprowadzenia oceny związanego z tym zagrożenia i w sytuacji, kiedy jest to uzasadnione, podjęcia odpowiednich działań zapobiegawczych w taki sam sposób, jak jest to realizowane dla zagrożenia związanego z występowaniem sztucznych nuklidów promieniotwórczych. Do Prawa atomowego zostały wprowadzone ogólne wymagania zawarte w dyrektywie (art. 1.3, i art. 23), ustalające konieczność oceny zagrożenia radiacyjnego w przypadku działalności zawodowej związanej z występowaniem promieniowania naturalnego prowadzącego do wzrostu narażenia pracowników lub ludności, istotnego z punktu widzenia ochrony radiologicznej. Zapisy te, niestety nie zostały uzupełnione przepisami wykonawczymi lub przynajmniej wskazaniem na Prawo geologiczne i górnicze, ani też, ten rodzaj działalności prowadzonej w warunkach narażenia na promieniowanie, nie został włączony do systemu licencjonowania ustalonego na mocy art. 4.1. Stan taki utrudnia poprawną interpretację istniejącej sytuacji przez samych zainteresowanych, tj. operatorów przemysłu, gdzie takie problemy występują, jak i egzekucję tegoż wymagania przez odpowiedzialne instytucje.

W międzyczasie, w celu dostosowania przepisów wykonawczych Prawa geologicznego i górniczego do wymagań Prawa atomowego wprowadzono nowelizację Rozporządzenia Ministra Spraw Wewnętrznych i Administracji w sprawie zagrożeń naturalnych w zakładach górniczych⁸.

Nowe rozporządzenie pod względem formalnym zrównało system klasyfikacji stanowisk pracy w podziemnych wyrobiskach kopalń z systemem opartym na terenach kontrolowanych i nadzorowanych zdefiniowanych w odpowiednim Rozporządzeniu Rady Ministrów⁹. Wiele wymagań technicznych (i formalnych) ustalonych w tym rozporządzeniu dla terenów kontrolowanych i nadzorowanych, jest przewidzianych dla działalności związanej ze sztucznymi źródłami promieniowania, co powoduje, że ich zastosowanie w wyrobiskach kopalnianych jest często trudne. Na przykład, zgodnie z definicją terenu kontrolowanego i nadzorowanego, teren nadzorowany, w którym istnieje możliwość rozprzestrzenienia się skażeń należy zaliczyć do terenu kontrolowanego. Nie można zatem zaprzeczyć, że w kopalniach, ze względu na specyfikę źródeł promieniowania, a niezależnie od faktycznego poziomu zagrożenia, będą występować tylko tereny kontrolowane. Najważniejszą konsekwencją tak sformułowanego rozporządzenia jest fakt, że sankcjonując możliwość przekroczenia dawki na poziomie 1 mSv/r, włącza ono całą populację górników do kategorii pracowników w rozumieniu Prawa atomowego, nie gwarantując jednocześnie możliwości kontroli, egzekwowania i przestrzegania narzuconych limitów w ramach systemu licencjonowania działalności prowadzonej w warunkach narażenia na promieniowanie¹⁰. Ostatnia wersja tego rozporządzenia, wydana przez Ministra Środowiska¹¹ nie wnosi nic nowego prócz kilku szczegółowych wymagań dotyczących dokumentowania faktu klasyfikacji danego wyrobisk do odpowiedniej kategorii zagrożenia.

W 2006 roku została przeprowadzona nowelizacja rozporządzenia Ministra Gospodarki regulującego sposób prowadzenia kontroli zagrożenia radiacyjnego w kopalniach¹². Nowelizacja ta miała na celu dostosowanie do znowelizowanego Prawa atomowego istniejących od wielu lat i sprawdzonych w praktyce metod kontroli zagrożenia radiacyjnego w górnictwie. Oprócz unifikacji zasad klasyfikacji pracowników i stanowisk pracy do odpowiednich kategorii zagrożenia radiacyjnego w znowelizowanym Rozporządzeniu pojawił się wymóg posiadania uprawnień inspektora ochrony radiologicznej (IOR-1) przez osoby odpowiedzialne za kontrolę

zagrożenia radiacyjnego w kopalniach. W rezultacie, osoby pełniące do tej pory tę funkcję w kopalniach na podstawie kwalifikacji zdobytych na odpowiednim szkoleniu, zaakceptowanym przez PAA, zobligowane zostały do odbycia kursu IOR-1, co w przypadku kopalń, w których nie są stosowane sztuczne źródła promieniowania nadmiernie komplikuje proces uzyskiwania wymaganych kompetencji.

3. Zagrożenie radiacyjne w podziemnych zakładach górniczych

Niezależnie od problemów związanych z formalną interpretacją, obecnie obowiązujące w Polsce przepisy nakazują jednoznacznie wykonywanie w podziemnych zakładach górniczych pomiarów środowiskowych narażenia radiacyjnego, a w przypadku przekroczenia pewnych wskaźników narażenia, również prowadzenia dozymetrii indywidualnej. Kontroli podlegają:

- krótkożyciowe produkty rozpadu radonu (stężenie energii potencjalnej alfa krótkożyciowych produktów rozpadu radonu, PAEC),
- promieniowanie gamma (pomiar środowiskowy kermy/mocy kermy w powietrzu i dozymetria indywidualna),
- stężenia izotopów radu w wodach i osadach (w wyrobiskach podziemnych i na powierzchni) oraz oszacowana na ich podstawie skuteczna dawka obciążająca.

Do kontroli zagrożenia krótkożyciowymi produktami rozpadu radonu stosuje się przystawki ALFA z detektorami TL współpracujące z pyłomierzami typu Barbara lub aspiratorami AP-2000EX¹³. Wykonywane są bezpośrednie pomiary stężenia energii potencjalnej alfa (PAEC). Pomiary wykonywane są na stanowiskach pracy dla jednej zmiany roboczej z częstotliwością, zależną od aktualnego poziomu ekspozycji. Ekspozycja na promieniowanie gamma kontrolowana jest na podstawie pomiarów środowiskowych a w uzasadnionych przypadkach, na podstawie dozymetrii indywidualnej. Stosuje się dawkomierze GAMMA-31 z detektorami TL. Odczyt oraz wzorcowanie przyrządów z detektorami TL prowadzi się zgodnie z procedurami obowiązującymi w Śląskim Centrum

Radiometrii Środowiskowej GIG (ŚCRŚ). Do kontroli stężenia radu w wodach złożowych wykorzystywana jest metoda bazująca na spektrometrii ciekłoscyntylacyjnej, zapewniająca możliwość jednoczesnego oznaczania izotopów ^{226}Ra i ^{228}Ra . Pomiary stężenia nuklidów promieniotwórczych w próbkach osadów wykonuje się metodą wysokorozdzielczej spektrometrii promieniowania gamma w zakresie energetycznym umożliwiającym pomiar poszczególnych naturalnych nuklidów promieniotwórczych, z ^{210}Pb włącznie. Wszystkie metody pomiarowe stosowane w ŚCRŚ GIG do oceny zagrożenia radiacyjnego w kopalniach są akredytowane przez PCA (certyfikat AB-005).

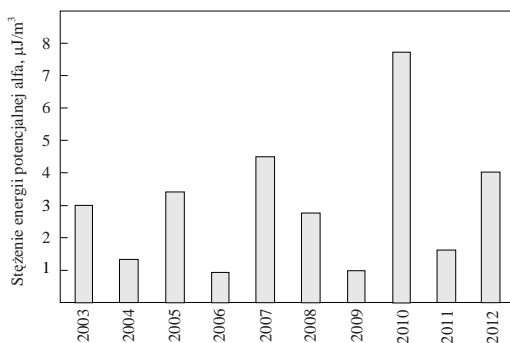
Oceny zagrożenia radiacyjnego oraz klasyfikacji pracowników i stanowisk pracy do odpowiednich kategorii zagrożenia radiacyjnego dokonuje kierownik konkretnego zakładu górniczego na podstawie uzyskanych wyników pomiarów.

4. Stan zagrożenia radiacyjnego w polskim górnictwie – ocena na podstawie badań prowadzonych w roku 2012

GIG nie dysponuje wynikami oceny zagrożenia radiacyjnego w poszczególnych zakładach górniczych, gdyż, poza koniecznością informowania PAA o dawkach pracowników zaliczonych do kategorii A, kierownik zakładu górniczego nie ma obowiązku informowania kogokolwiek o wynikach przeprowadzonej oceny. Jednak, każdego roku dokonywane jest podsumowanie wyników pomiarów wszystkich czynników zagrożenia radiacyjnego, występujących w podziemnych zakładach górniczych. Podsumowanie to jest podstawą corocznych *Raportów o stanie podstawowych zagrożeń naturalnych i technicznych w górnictwie węgla kamiennego*. Poniżej przedstawiono stan zagrożenia radiacyjnego w roku 2012, na tle dziesięcioletniej statystyki. Przedstawiony przykład pokazuje skalę zagrożeń, wynikających z obecności poszczególnych źródeł zagrożenia radiacyjnego przy uwzględnieniu nominalnego czasu pracy. Rzeczywiste narażenie pracowników jest prawdopodobnie niższe.

4.1 Zagrożenie krótkożyciowymi produktami rozpadu radonu

W 2012 wykonano 2965 pomiarów stężenia energii potencjalnej alfa krótkożyciowych produktów rozpadu radonu w podziemnych zakładach górniczych. Maksymalna wartość stężenia energii potencjalnej alfa (PAEC) wyniosła $3,66 \pm 0,49 \mu\text{J}/\text{m}^3$, a wartość średnia $0,08 \mu\text{J}/\text{m}^3$ przy odchyleniu standardowym $0,11 \mu\text{J}/\text{m}^3$. Biorąc pod uwagę limity określone w obowiązujących przepisach prawnych należy stwierdzić, że w żadnej z kopalń wydobywczych nie zmierzono wartości przekraczającej limit $2,5 \mu\text{J}/\text{m}^3$, a poziom $0,5 \mu\text{J}/\text{m}^3$, został przekroczony w 16 wyrobiskach 7 kopalń węgla kamiennego. Na rysunku (rys. 1.) zilustrowano zmiany maksymalnych wartości PAEC w przeciągu ostatnich 10 lat. Badania prowadzone w GIG wykazały, że wartości stężenia energii potencjalnej krótkożyciowych produktów rozpadu radonu zależą przede wszystkim od warunków technicznych eksploatacji, głównie od systemu przewietrzania wyrobisk i sposobu wybierania złoża. Przewietrzanie wyrobisk ma na celu, między innymi, ograniczenie stężenia gazów (metanu) i pyłów oraz odprowadzenie ciepła. Parametry wentylacyjne są zmieniane w zależności od dynamicznie zmieniających się warunków klimatycznych i poziomu zagrożenia wybuchem gazów i pyłów. Wartości PAEC, zależne od wyżej opisanych parametrów technicznych, również ulegają zmianom w czasie oraz miejscu, które nie są możliwe do przewidzenia i oszacowania. Z tego względu, analizując zagrożenie wynikające z ekspozycji na produkty rozpadu radonu zakładamy **maksymalny czas pracy** górników i **maksymalne wartości PAEC**.

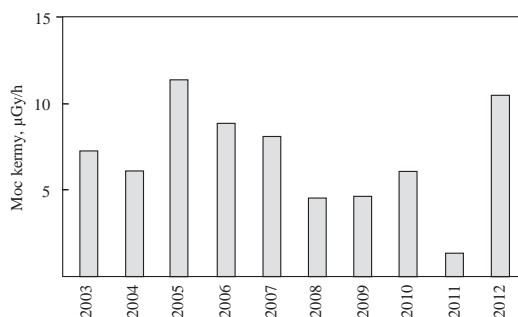


Rys. 1. Maksymalne stężenie energii potencjalnej alfa

4.2 Zagrożenie promieniowaniem gamma

W roku 2012 wykonano 824 pomiary ekspozycji na zewnętrzne promieniowanie gamma w podziemnych zakładach górniczych. Maksymalna wartość mocy kermy wyniosła $10,526 \pm 0,371 \mu\text{Gy/h}$ (rys. 2). Wartość średnia mocy kermy wynosiła $0,183 \mu\text{Gy/h}$.

Wartość maksymalna dawki skutecznej wynosiła w 2012 roku 27,2 mSv, uwzględniając niepewność pomiaru i przyjmując, że roczny czas pracy wynosi 1800 godzin, tło $0,1 \mu\text{Gy/h}$. W poprzednich 9 latach maksymalne roczne dawki skuteczne, oszacowane w ten sam sposób, trzykrotnie przekraczały 20 mSv (rys. 2). Część osadów pobrana była z czyszczonych chodników wodnych. Wg informacji z kopalń, rzeczywisty roczny czas pracy przy tej czynności wynosi 750 godzin. Dla takiej wartości



Rys. 2. Maksymalne moce kermy promieniowania gamma w powietrzu

czasu pracy dawka skuteczna w 2012 byłaby równa 11,3 mSv. W przypadku osadów pobieranych w innych miejscach nie określono czasu pracy, dlatego przyjęto czas nominalny. Należy jednak zaznaczyć że, znając realia zakładu górniczego, rzeczywisty czas pracy w tych okolicznościach powinien być jeszcze krótszy niż w przypadku chodników wodnych. W analizowanym 10-letnim okresie zawsze występowały miejsca, w których zostały przekroczone wartości 1 mSv oraz 6 mSv, co jest podstawą do zaliczania pracowników do kategorii B oraz A, a wyrobiska odpowiednio do klasy B oraz A zagrożenia (terenów nadzorowanych oraz kontrolowanych).

W roku 2012 w 11 kopalniach węgla kamiennego wykonano 122 pomiary dawek indywidualnych promieniowania gamma. Kontrolowane osoby były zatrudnione głównie przy usuwaniu promieniotwórczych osadów dołowych lub pracowały w miejscach, gdzie takie osady mogły się gromadzić. Na czterech stanowiskach w czterech kopalniach węgla kamiennego oszacowana dawka roczna na podstawie kontroli indywidualnej przekroczyła 1 mSv (z uwzględnieniem niepewności pomiaru), lecz była mniejsza niż 6 mSv (kategoria B), a w dwóch przekroczyła 6 mSv (kategoria A). Maksymalna dawka skuteczna, oszacowana na podstawie kontroli indywidualnej w roku 2012, wyniosła $13,130 \pm 0,517 \text{ mSv}$ (tabl. 1).

Tablica 1. Pomiary dawek indywidualnych promieniowania gamma (w tablicy odniesiono się do rocznych dawek skutecznych ponad tło naturalne)

Rok	Liczba wyników			Zakres	Średnia	Mediana	Odchylenie standardowe
	$E \leq 1 \text{ mSv}$	$1 > E \leq 6 \text{ mSv}$	$E > 6 \text{ mSv}$				
2003	Program pozwalający na obliczanie dawek skutecznych ponad tło naturalne zaczął funkcjonować od 2004 roku						
2004	122	27	8	0,009-25,099	1,503	0,284	4,397
2005	126	4	-	0,011- 5,185	0,250	0,087	0,497
2006	177	25	3	0,003-48,517	0,882	0,209	0,803
2007	127	10	2	0,012-44,553	0,964	0,258	0,937
2008	130	35	3	0,002-12,616	0,801	0,387	1,564
2009	140	13	14	0,006-28,800	1,545	0,259	1,535
2010	130	7	-	0,010- 2,689	0,311	0,188	0,301
2011	122	11	1	0,005-11,693	0,461	0,138	1,176
2012	97	19	6	0,023-13,130	1,051	0,287	1,022

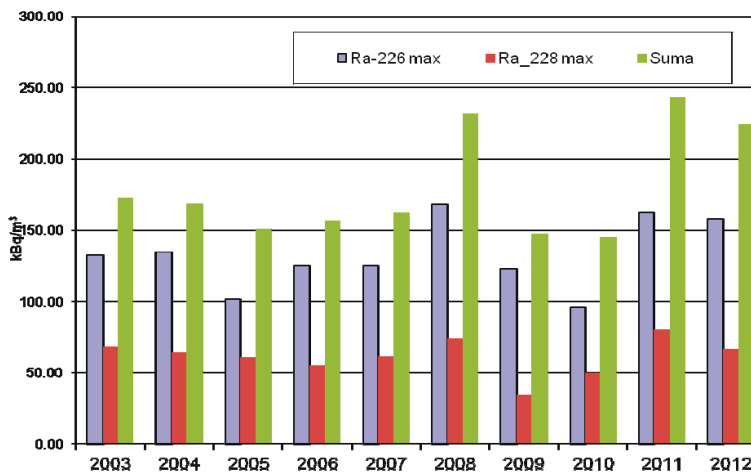
4.3 Promieniotwórcze wody i osady dołowe

W 2012 roku wykonano 505 analiz promieniotwórczości wód kopalnianych pobranych w wyrobiskach dołowych kopalń węgla kamiennego. W 190 próbkach wód stwierdzono rad ($^{226}\text{Ra} + ^{228}\text{Ra}$) w stężeniu przekraczającym wartość 1 kBq/m^3 , wskazaną w odpowiednim Rozporządzeniu Ministra Gospodarki, znowelizowanym w 2006 roku (Rozporządzenie Ministra Gospodarki, 2002). Zakresy mierzonych w 2012 roku w wodach kopalń węgla kamiennego wartości stężenia radu ^{226}Ra , wahały się od 0,004 do

$158,1 \text{ kBq/m}^3$, a radu ^{228}Ra od 0,04 do $66,2 \text{ kBq/m}^3$ (rys. 3). Wartość średnia stężenia izotopu radu ^{226}Ra wynosiła $4,115 \text{ kBq/m}^3$, a radu ^{228}Ra $2,98 \text{ kBq/m}^3$.

Radonośne wody złożowe mogłyby stanowić zagrożenie dla pracowników jedynie w przypadku wnikięcia drogą pokarmową co, ze względu na duże zasolenie, jest mało prawdopodobne.

W 2012 roku wykonano analizy promieniotwórczości 127 próbek osadów dołowych, pobranych w 27 kopalniach węgla (tabl. 2). Zakresy zmierzonych stężeń promieniotwórczych izotopów radu w osadach wynosiły od 0,018 do



Rys. 3. Maksymalne stężenia izotopów radu w wodach kopalnianych

Tablica 2. Charakterystyka osadów z kopalń węgla kamiennego w latach 2003–2012

Podział ze względu na możliwość otrzymania dawki skutecznej	2003	2004	2005	2006	2007	2008*	2009	2010	2011	2012
	Liczba wyników (próbek) w danym przedziale									
1 – 6 mSv	33	33	38	43	42	31	21	29	21	29
> 6 mSv	2	4	4	2	3	1	6	2	6	9
> 6 mSv i zakwalifikowanie jako odpad promieniotwórczy	21	21	25	28	18	21	21	23	15	22
Maksymalne wartości stężeń nuklidów promieniotwórczych, Bq/kg										
Sumaryczne stężenie $^{226}\text{Ra} + ^{228}\text{Ra}$	289 344	164 628	294 667	223 696	175 599	200 900	188 300	291 840	136 054	130 800
^{226}Ra	135 511	148 247	155 270	151 763	107 855	128 600	139 200	159 576	106 826	76 100
^{228}Ra	153 833	16 381	139 397	71 933	67 744	72 300	49 100	137 410	48 418	62 800
Liczba kopalń	23	23	22	25	22	21	20	21	21	27

* Statystyka od roku 2008 dotyczy próbek dołowych, w poprzednich latach statystyka obejmowała również próbki powierzchniowe.

76,1 kBq/kg dla radu ^{226}Ra oraz od 0,012 do 62,8 kBq/kg dla radu ^{228}Ra . Średnie wartości stężeń to 5,97 kBq/kg dla radu ^{226}Ra i 3,32 kBq/kg dla radu ^{228}Ra . W oparciu o rzeczywiste warunki pracy oszacowano skuteczne dawki obciążające dla 188 stanowisk pracy, umiejscowionych w 124 wyrobiskach w 13 kopalniach. Zakres obliczonych skutecznych dawek obciążających dla rzeczywistego czasu pracy wahał się w zakresie od 0,001 do 1,109 mSv, wartość średnia wynosiła 0,062 mSv. W 6 kopalniach w 20 wyrobiskach stwierdzono występowanie osadów, w których sumaryczne stężenie izotopów radu przekraczało 10 kBq/kg (tabl. 2).

W każdym roku okresu 2003–2012 występowały osady, w których stężenia izotopów radu były na tyle wysokie, że z powodu ekspozycji na zewnętrzne promieniowanie gamma i wniknięcie izotopów radu do organizmu pracujący w ich pobliżu górnicy byli narażeni na otrzymywanie dawek skutecznych powyżej 1 i 6 mSv. Tym samym, każdego roku pewna liczba górników powinna zostać z tego względu zakwalifikowana odpowiednio, do kategorii B lub do kategorii A zagrożenia radiacyjnego. Należy podkreślić, że dominującym czynnikiem zagrożenia radiacyjnego w sąsiedztwie osadów zawierających podwyższone stężenia naturalnych nuklidów promieniotwórczych jest ekspozycja na zewnętrzne promieniowanie gamma.

W tablicy 3 zestawiono liczbę kopalń, w których w 2012 r. występowały wyrobiska, w których zostały przekroczone tzw. limity robocze wskaźników zagrożenia dla poszczególnych klas wyrobisk zagrożonych radiacyjnie. Zgodnie z obowiązującymi przepisami ostateczną decyzję dotyczącą kwalifikowania wyrobisk do klas zagrożenia radiacyjnego podejmuje kierownik ruchu zakładu górniczego.

5. Podsumowanie

Polska jest jednym z niewielu krajów na świecie, gdzie zagrożenie radiacyjne związane z występowaniem naturalnej promieniotwórczości w podziemnych zakładach górniczych podlega prawnie usankcjonowanej kontroli, a w sytuacjach, kiedy wymagają tego zasady ochrony radiologicznej, podejmowane są odpowiednie działania mające na celu jego obniżenie. Główny Instytut Górnictwa od ponad 25 lat prowadzi systematyczne pomiary wszystkich elementów narażenia radiacyjnego w kopalniach. W większości przypadków najważniejszym źródłem narażenia radiacyjnego górników są krótkożyciowe produkty rozpadu radonu, a w następnej kolejności ekspozycja na zewnętrzne promieniowanie gamma, związana z obecnością osadów o podwyższonych zawartościach radu. Analiza wyników wieloletnich pomiarów pokazuje, że w ponad 1/3 działających kopalń węgla mogą wystąpić wyrobiska, gdzie dawka przekracza 1 mSv. W 2012 roku w 5 kopalniach (na 31 działających) stwierdzono występowanie stanowisk pracy, na których istniała możliwość przekroczenia dawki 6 mSv/rok. Należy podkreślić że przedstawione wyniki, poza oceną dawek obciążających oraz nielicznych przypadków dozymetrii indywidualnej, dotyczą oceny zagrożenia na podstawie pomiarów poszczególnych czynników oraz nominalnego czasu pracy. Wyniki kompleksowej oceny zagrożenia uwzględniające rzeczywiste warunki ekspozycji są w posiadaniu kopalń. ŚCRŚ GIG nie posiada formalnych uprawnień umożliwiających dostęp do takich danych.

Przepisy wykonawcze do Prawa geologicznego i górniczego sprawnie regulują tryb prowadzenia kontroli zagrożenia radiacyjnego w kopalniach i pozwalają stosunkowo niewiel-

Tablica 3. Liczba kopalń węgla kamiennego, w których w 2012 roku występowało prawdopodobieństwo przekroczenia roboczych limitów zagrożenia radiacyjnego, skutkujących koniecznością zaliczenia ich do odpowiednich klas zagrożenia radiacyjnego

Klasa zagrożenia	Liczba kopalń	Zagrożenie krótkożyciowymi produktami rozpadu radonu	Zagrożenie promieniowaniem gamma (dozymetria środowiskowa)	Zagrożenie promieniotwórczymi osadami	Zewnętrzne promieniowanie gamma (dozymetria indywidualna)
A (teren kontrolowany)	5	1	4	1	2
B (teren nadzorowany)	13	7	7	4	4

kim nakładem kosztów pozyskać wiarygodną informację o stanie zagrożenia radiacyjnego w polskich kopalniach podziemnych. Znacznie gorzej wygląda formalna interpretacja uzyskiwanych wyników w konfrontacji z ogólnymi zapisami Prawa atomowego w zakresie tzw. wzmoczonego promieniowania naturalnego. Podstawowe pytania, które wymagają jednoznacznej odpowiedzi to: czy górnicy zatrudnieni pod ziemią są *pracownikami* w rozumieniu Prawa atomowego oraz czy osady i wody kopalniane są, lub czy w ogóle mogą być odpadami promieniotwórczymi. Odpowiedzi na te pytania determinują cały system ochrony radiologicznej w podziemnych zakładach górniczych¹.

Notka o autorach:

dr hab. Bogusław Michalik – Śląskie Centrum Radiometrii Środowiskowej im. Marii Geppert Mayer; b.michalik@gig.eu
dr hab.inż. Małgorzata Wysocka, prof. GIG – kierownik Śląskiego Centrum Radiometrii Środowiska im. Marii Geppert Mayer; m.wysocka@gig.eu

Przypisy:

- 1 Michalik B. *Promieniotwórcze skażenie środowiska podwodowane działalnością podziemnych zakładów górniczych*. Prace Naukowe Głównego Instytutu Górnictwa, Studia-Rozprawy-Monografie Nr 883, Katowice 2011, s. 262
- 2 Saldan 1965 za: Tomza I. (1978): Analiza naturalnej promieniotwórczości wód w kopalniach węgla kamiennego. Dokumentacja Głównego Instytutu Górnictwa 15/19 o symbolu 01.4.13.03.09. Katowice, Główny Instytut Górnictwa.
- 3 Tomza I., Lebecka J. (1981): *Radium Bearing Waters in*

¹ tezy sformułowane w niniejszym artykule należy traktować jako poglądy wyrażane przez P.T. Autorów, natomiast fakt zamieszczenia ich w Biuletynie nie uprawnia do interpretowania ich jako oficjalnego stanowiska PAA w poruszanych kwestiach.

- Coal Mines*. Proc. of Int. Conf. on Radiation Hazard in Mining. Golden, Colorado, USA.
- 4 Tomza I., Lebecka J., Pluta I. (1986): Promieniotwórczość wód występujących w karbońskich utworach GZW. Prace Naukowe GIG. Seria dodatkowa.
 - 5 Praca zbiorowa pod redakcją Tomza I. (1987): Bilans radu odprowadzanego z wodami kopalnianymi do zbiorników i cieków powierzchniowych na terenie GOP. Katowice, Główny Instytut Górnictwa.
 - 6 Lebecka J. et. al. (1985): *Monitoring of Radiation Exposure from Different Natural Sources in Polish Coal Mines*. Int. Conference on Occupational Safety in Mining, Toronto, Vol. 2, s. 408.
 - 7 Dyrektywa Rady Unii Europejskiej 29/96 EUROATOM z dnia 13 maja 1996 roku, ustanawiająca podstawowe normy bezpieczeństwa w zakresie ochrony zdrowia pracowników i ogółu społeczeństwa przed zagrożeniami wynikającymi z promieniowania jonizującego.
 - 8 Rozporządzenie Ministra Spraw Wewnętrznych i Administracji z dnia 20 września 2004 zmieniające rozporządzenie w sprawie zagrożeń naturalnych w zakładach górniczych (Dz. U. z 2004 roku, nr 219, poz. 2227).
 - 9 Rozporządzenie Rady Ministrów z dnia 20 lutego 2007 r. w sprawie podstawowych wymagań dotyczących terenów kontrolowanych i nadzorowanych (Dz. U. nr 131, poz. 910.)
 - 10 B. Michalik., K. Skubacz, S. Chałupnik, M. Wysocka, P. Krajewski. Zasady kontroli zagrożenia radiacyjnego w kopalniach. Wiadomości Górnicze 1/2013 28-33
 - 11 Rozporządzenie Ministra Środowiska z dnia 29 stycznia 2013 r. w sprawie zagrożeń naturalnych w zakładach górniczych. (Dz. U. z dnia 19 lutego 2013 r., Poz. 230)
 - 12 Rozporządzenie Ministra Gospodarki z dnia 28 czerwca 2002 r. w sprawie bezpieczeństwa i higieny pracy, prowadzenia ruchu oraz specjalistycznego zabezpieczenia przeciwpożarowego w podziemnych zakładach górniczych. (Dz. U. Nr 139, poz. 1169, z 2006 r. Nr 124, poz. 863 oraz z 2010 r. Nr 126, poz. 855).
 - 13 J. Lebecka, J. Skowronek, I. Tomza, B. Michalik, S. Chałupnik, K. Skubacz. *A thermoluminescent monitor of low radon - daughter concentrations in air*. Journal of Applied Radiation and Isotopes, vol. 39, No. 9/88, p. 987 – 992, 1988.



WARUNKI I MOŻLIWOŚCI WSPÓŁPRACY Z AGENCJĄ ENERGII JĄDROWEJ NEA-OECD DLA POLSKIEGO DOZORU JĄDROWEGO

*Maciej Jurkowski,
Państwowa Agencja Atomistyki*

Wstęp

Program rozwoju energetyki jądrowej w Polsce nie może być należycie realizowany bez wsparcia organizacji międzynarodowych dysponujących pogłębioną wiedzą i doświadczeniem w tym zakresie. Jedną z takich organizacji, z którą ustanowienie formalnych kontaktów nastąpiło dopiero w ostatnim czasie, jest Agencja Energii Jądrowej (NEA) przy Organizacji Współpracy Gospodarczej i Rozwoju (OECD) w Paryżu. Państwowa Agencja Atomistyki jako polski urząd dozoru jądrowego jest, obok Ministerstwa Gospodarki i inwestora przyszłej elektrowni – Polskiej Grupy Energetycznej PGE, jednym z trzech głównych partnerów w realizacji programu polskiej energetyki jądrowej, jest zatem w stopniu nie mniejszym niż pozostali partnerzy zainteresowana dostępem do pogłębionej wiedzy i doświadczeń nagromadzonych z trwającego już blisko pół wieku rozwoju energetyki jądrowej w wiodących krajach świata. Niniejszy artykuł odwołuje się do pierwszych doświadczeń PAA z rozwijającej się stosunkowo od niedawna współpracy z NEA przede wszystkim na forum komitetu ds. działań dozoru jądrowego CNRA¹ tej organizacji.

Warunki członkostwa

Polska stała się pełnoprawnym członkiem NEA po długim okresie oczekiwania 18 listopada 2010 roku, kiedy to Rada Ambasadorów OECD zaakceptowała wniosek Polski o członkostwo. Polska zwróciła się po raz pierwszy z takim wnioskiem już w 1999 roku w oparciu o Uchwałę Rady Ministrów Nr 28/99 z dnia 6 kwietnia 1999 r., lecz wtedy wniosek nie został zaakcepto-

wany z uwagi na brak konsensusu wśród państw członkowskich NEA. Powoływano się przy tym na fakt, iż Specjalna Grupa Doradcza OECD Wysokiego Szczebla ds. Przyszłości NEA w połowie lat 90. zaakceptowała stanowisko Komitetu Sterującego NEA o ostrożnym podejściu do kolejnych wniosków o członkostwo. Zgodnie z tym stanowiskiem jedynie państwa zdolne wnieść realną wartość dodaną do prac NEA kwalifikują się do uzyskania członkostwa, w przypadku Polski tymczasem wskazywano nie tylko na brak potencjału jądrowego, ale nawet planów jego rozwoju. Mimo to już na długo przed formalną akcesją polscy eksperci, głównie z PAA, a później także z Ministerstwa Gospodarki, instytutów – IChTJ, CLOR, IFJ PAN i uczelni - AGH, uczestniczyli w charakterze obserwatorów *ad hoc* w pracach niektórych grup roboczych, a w latach bezpośrednio poprzedzających akcesję – także niektórych komitetów NEA:

- komitetu ds. bezpieczeństwa obiektów jądrowych – CSNI² (PAA),
- komitetu ds. działań dozoru jądrowego – CNRA (PAA) oraz jego
 - grupie roboczej ds. dozoru jądrowego nowych reaktorów - WGRNR³(PAA),
- komitetu ds. zarządzania odpadami promieniotwórczymi - RWMC⁴ (MG i IChTJ),
- komitetu ochrony radiologicznej i zdrowia publicznego – CRPPH⁵ (CLOR) oraz jego
 - grupie roboczej ds. zagrożeń jądrowych – WPNEM⁶ (PAA, IFJ PAN),
- komitetu ds. nauk jądrowych – NSC⁷ (AGH),

² Committee on Safety of Nuclear Installations

³ Working Group on Regulation of New Reactors

⁴ Radioactive Waste Management Committee

⁵ Committee on Radiological Protection and Public Health

⁶ Working Party on Nuclear Emergency Matters

⁷ Nuclear Science Committee

¹ Committee on Nuclear Regulatory Activities

- komitetu prawa jądrowego – NLC⁸ (PAA, MG).

Nie ulega wątpliwości, że decydujący wpływ na przyjęcie Polski do NEA miała wyraźnie pronuklearna polityka jej rządów od połowy pierwszej dekady obecnego wieku oraz oficjalne zadeklarowanie przez rząd w styczniu 2009 r. rozpoczęcia przygotowań do wdrożenia energetyki jądrowej w Polsce – uruchomienia programu PEJ.

Historia, cele i sposób działania NEA

NEA została utworzona decyzją Rady OEWG z grudnia 1957 roku (wówczas jeszcze jako Europejska Agencja Energii Jądrowej), zatwierdzoną następnie przez Radę OECD we wrześniu 1961 r., a charakter agencji energii jądrowej o światowym zasięgu uzyskała po przyjęciu w poczet członków Japonii w roku 1965 oraz Kanady i USA odpowiednio w latach 1975 i 1976. Obecną nazwę nosi od 1972 roku.

Statutowym celem NEA jest promocja rozwoju pokojowego wytwarzania i wykorzystania energii jądrowej oraz zastosowań promienionowania jonizującego w państwach członkowskich, z należyтым uwzględnianiem interesu społecznego i zapobieganiem proliferacji broni jądrowej – poprzez współpracę między państwami członkowskimi i harmonizację środków podejmowanych w poszczególnych państwach. NEA realizuje swoje cele statutowe w imieniu OECD przy pomocy Komitetu Sterującego, podejmując badania techniczne i ekonomiczne i prowadząc konsultacje programów i projektów państw członkowskich odnoszących się do rozwoju badań oraz przemysłu w zakresie produkcji i wykorzystania energii jądrowej w pokojowych celach, we współpracy z innymi agendami OECD w sprawach należących do ich kompetencji. NEA na wielu polach współpracuje z Międzynarodową Agencją Energii Atomowej w Wiedniu, jednak jest przede wszystkim zainteresowana tworzeniem płaszczyzn współpracy pomiędzy grupami zainteresowanych państw, przygotowanych do takiej współpracy pod względem naukowo-technicznym (w sensie infrastruktury) i finansowym (w sensie gotowości do bezpośredniego współfinansowania z grupą zainteresowanych państw określonego zadania).

Przykładem takiej płaszczyzny współpracy jest np. inicjatywa MDEP (*Multinational Design Evaluation Programme*) skupiająca organizacje dozorowe państw dostawców technologii EJ w celu wymiany doświadczeń i współpracy w dozorowej ocenie bezpieczeństwa projektów EJ oferowanych na rynku światowym i wybieranych do realizacji. NEA w przeciwieństwie do MAEA nie jest więc organizacją powszechną, a elitarną – skupiającą państwa zdolne do takiej współpracy – odpowiednio przygotowane do tego technicznie i finansowo. O ile prace MAEA koncentrują się przede wszystkim na formułowaniu wymagań i wytycznych (np. program norm bezpieczeństwa realizowany przez cztery komitety – NUSSC, RASSC, WASSC, TRANSSC, systemy międzynarodowych konwencji, traktatów i porozumień) oraz międzynarodowej kontroli ich wdrażania w skali światowej (system safeguards, mechanizmy przeglądowe konwencji bezpieczeństwa jądrowego i konwencji wspólnej bezpieczeństwa postępowania z wypalonym paliwem jądrowym i odpadami promieniotwórczymi), o tyle prace NEA koncentrują się na problemach bezpośrednio związanych z technologią, od których rozwiązywania tak naprawdę realnie zależy bezpieczeństwo. Prace realizowane przez NEA odpowiadają na bieżące potrzeby i ukierunkowane są na realizację konkretnych przedsięwzięć głównie o charakterze technicznym pod kątem ich praktycznego wykorzystania. Większość realizowanych prac i programów nastawiona jest na zastosowania w energetyce jądrowej, z nadaniem priorytetu zagadnieniom bezpieczeństwa, którymi w NEA zajmują się 2 komitety: ds. bezpieczeństwa obiektów jądrowych CSNI – skupiający przede wszystkim przedstawicieli wiodących w świecie organizacji technicznego wsparcia w zakresie bezpieczeństwa (TSO), oraz ds. działań dozoru jądrowego CNRA – skupiający wysokich przedstawicieli organizacji dozoru jądrowego państw członkowskich NEA. PAA ze względu na swoje statutowe zadania urzędu dozoru jądrowego oraz wyzwania związane z przygotowywaniem się do efektywnego wykonywania funkcji dozoru w odniesieniu do obiektów energetyki jądrowej, zainteresowana jest pracami przede wszystkim właśnie tych komitetów, choć na przykład już od bardzo dawna współpracuje w zakresie planowa-

⁸ Nuclear Law Committee

nia i reagowania na awarie jądrowe z grupą roboczą WPNEM komitetu ochrony radiologicznej i zdrowia publicznego – CRPPH.

Polski dozór jądrowy reprezentowany jest oficjalnie na spotkaniach CNRA od ponad 3 lat. Spotkania te odbywają się regularnie 2 razy w roku i poświęcone są głównie przeglądowi prac w grupach roboczych Komitetu, ale także informacji o aktualnych wydarzeniach i trendach w ramach OECD i NEA, współpracy CNRA z CSNI i innymi komitetami NEA, organizacjami zewnętrznymi – MAEA, WENRA, ENSREG, European Clearinghouse, wymianie informacji o aktualnych, istotnych wydarzeniach w działalności dozorów w krajach członkowskich oraz o wykorzystaniu materiałów i opracowań CNRA w pracy dozorowej, wreszcie informacji Biura CNRA o celach i priorytetach na najbliższe kolejne półroczcie i kolejny rok przyszłej działalności komitetu. Niżej zamieszczono informację o przebiegu i ustaleniach ostatniego, grudniowego posiedzenia CNRA, pozwalającą na zorientowanie się w aktualnej, bieżącej tematyce i zakresie prac tego komitetu.

Zakres i przebieg 28. spotkania plenarnego CRNA w grudniu 2012 r.

Spotkanie obejmowało 5 następujących sesji:

1. Problemy ogólne – cz. 1.: informacje wprowadzające, porządek obrad, zatwierdzenie notatki z poprzedniego spotkania, raport z działań i planów oraz raport CSNI;
2. Program pracy – raporty grup roboczych ds. doświadczeń eksploatacyjnych, inspekcji, nowych reaktorów, komunikacji społecznej, długoletniej eksploatacji (WGOE, WGIP, WGRNR, WGPC) i grupy zadaniowej ds. zamienników niespełniających wymagań (TG-NCFSI), oraz działania związane z Fukushima (STG-Fukushima, TGAM, warsztaty DiD 2013, działania CRPPH, ENSREG – wyniki *stress tests*);
3. Wymiana informacji – wykorzystanie prac i raportów CNRA, zdarzenia o szczególnym znaczeniu dla dozorów w krajach członkowskich, bieżące wydarzenia w krajowych urzędach dozoru,;
4. Biuro CNRA – sprawozdanie szefa Biura nt.

wyników spotkania 3.12.2012 r., dyskusja nt. kosztów awarii, rewizja wspólnego planu strategicznego CNRA/CSNI oraz planu operacyjnego CNRA:

5. Problemy ogólne – cz. 2.: działalność MDEP, koordynacja z organizacjami międzynarodowymi, raporty IAEA, EC, wybór Przewodniczącego CNRA, daty kolejnych spotkań i zamknięcie obrad;

Niżej podano informacje dotyczące początkowych dwóch z wyżej wymienionych punktów porządku obrad.

Najważniejsze bieżące wydarzenia w NEA/OECD

Poinformowano o postanowieniach Komitetu Sterującego (SC-NEA) na posiedzeniu w październiku 2012 r., w tym - w sprawie przyjęcia Rosji do NEA z dniem 1 stycznia 2013 roku – przełoży się to m.in. na zwiększony udział przedstawicieli Federacji Rosyjskiej zarówno w komitecie jak i w jego grupach roboczych. W fazie przygotowań do wstąpienia do NEA są też Chiny – uzgadniany jest tekst wspólnej deklaracji o współpracy, która zostanie po uzgodnieniach przekazana komitetowi sterującemu SC-NEA do rozpatrzenia na jednym z posiedzeń w 2013 r. Indie dobrze współpracują z NEA z pozycji obserwatora w kilku komitetach (m.in. w CNRA, CSNI, CPRRH) ostatnio stały się też członkiem MDEP. Poinformowano o decyzji Rady OECD o złagodzeniu polityki ograniczania darmowego dostępu do nowych publikacji NEA – ich wersje elektroniczne będą udostępniane na stronie internetowej NEA. Nie osiągnięto konsensusu w kwestii propozycji zmian zasad tworzenia budżetu NEA, propozycja zerowego nominalnego wzrostu w ciągu najbliższych 2 lat oraz zerowego realnego wzrostu przez kolejne 4 lata nie uzyskała bezwarunkowego poparcia wszystkich krajów członkowskich NEA. Problemem tym miała się także zająć Rada OECD na swoim posiedzeniu w grudniu 2012 r. Niezależnie od tego NEA realizuje ustalony wcześniej wieloletni plan działań, który jest elastycznie modyfikowany w ramach istniejącego budżetu, m.in. dla uwzględnienia rekomendacji grupy zadaniowej wysokiego szczebla STG FUKU (*Senior Task Group on the Impacts of the Fukushima Dai-ichi Accident*) ds. oceny z punktu widzenia bezpieczeństwa awarii

w Fukushima. Jej raport przewidziano do prezentacji na posiedzeniu Komitetu Sterującego NEA w kwietniu 2013 r. W zakresie działań związanych z Fukushima istotne są ustalenia dotyczące metod implementacji obecnej koncepcji „obrony w głąb” DiD (Defence in Depth), problematyce tej będą poświęcone wspólne warsztaty komitetów CNRA i CSNI w czerwcu 2013 r. Dla NEA ważna jest także współpraca z MAEA, w szczególności - w zakresie wzmocnienia narodowych organów dozoru – ich niezależności i środków potrzebnych do skutecznego działania. Komitetowi CRNA przypisuje się wiodącą rolę w prowadzeniu analiz i wskazywaniu problemów do rozwiązania.

Informacja o pracach CSNI

Przedstawiono raport dla CNRA z bieżącej działalności komitetu CSNI (*Committee on the Safety of Nuclear Installations*) oraz jego grup roboczych zajmujących się tematyką analiz i zarządzania w warunkach awarii (WGAMA), integralności i starzenia urządzeń i konstrukcji (WGIAE), bezpieczeństwa paliwa (WGFS), analiz i oceny zagrożeń (WGRisk), organizacji i czynnika ludzkiego (WGHOE) i bezpieczeństwa obiektów cyklu paliwowego (WGFCs). Podano także informacje dotyczące prac grupy zadaniowej ds. zapobiegania przerwanemu recyrkulacji chłodziwa w warunkach awaryjnych (*CSNI Task Group on Sump Clogging*), zaawansowania i planów kontynuacji 15 projektów badawczych i podjęcia 2 nowych oraz związanych z nimi 4 baz danych w dziedzinie bezpieczeństwa jądrowego. Poinformowano o podjęciu 3 nowych tematów technicznych związanych z awarią w EJ Fukushima Daiichi: obrony w głąb (*DiD*) w systemach elektrycznych (*DIDELSYS-3*), wytwarzania się i rozchodzenia wodoru oraz zachowania się paliwa podczas LOCA. Omówiono także stopień zaangażowania CSNI w prace rekomendowane przez wyższą grupę zadaniową ds. skutków awarii w EJ Fukushima Daiichi (STG Fukushima).

Raporty grup roboczych CNRA

Zasadniczą częścią 28. spotkania plenarnego CRNA były prezentacje raportów z prac: jego 4 grup roboczych - **WGOE**, **WGIP**, **WGRNR**,

WGPC, grupy zadaniowej **TG-NCFSI**, oraz wyższych grup zadaniowych - **STG-Fukushima** i nowej grupy zadaniowej **TGAM**, a także - dyskusja nad tymi raportami jak również - działaniami podejmowanymi w związku z awarią w Fukushima.

WGOE (Working Group on Operating Experience)

skupia przedstawicieli 20 krajów – w tym Indii jako eksperta ad hoc i Rosji jako obserwatora, oraz 2 organizacji międzynarodowych: IAEA i EC Clearinghouse. WGOE zbiera i analizuje informacje o doświadczeniach z eksploatacji, włącznie z incydentami i awariami, objętymi systemem IRS (współpracy z *IRS -Incident Reporting System* - poświęcone było spotkanie WGOE we wrześniu 2012 r. w Wiedniu). WGOE bada i wskazuje trendy (korzystając z baz danych - takich jak FINAS, IRSRR itp.). Opierając się na informacjach pochodzących z urzędów dozoru, organizacji technicznego wsparcia oraz bezpośrednio z przemysłu, wskazuje na problemy bezpieczeństwa wspólne dla wielu obiektów (*generic safety issues*) – oraz analizuje podjęte działania naprawcze. Np. na obecnym spotkaniu zwrócono uwagę na nieplanowe wyłączenie reaktora w EJ Sizewell w W. Brytanii z powodu awarii systemu głównego zasilania elektrycznego wywołanej wadą montażową w systemie elektrycznych zabezpieczeń przeciążeniowych. Przypomniano także o 2 sytuacjach raportowanych na czerwcowym spotkaniu CRNA (w 2012 r.), potencjalnie prowadzące do awarii, zidentyfikowanych w toku nadzwyczajnych narodowych przeglądów bezpieczeństwa po awarii w Fukushima: błąd projektowy basenu wypalonego paliwa w EJ Cattenom (Francja), polegający na braku możliwości przerwania efektu syfonowego oraz stwierdzenie możliwości zablokowania przez ekstremalną powódź specjalnego awaryjnego ujęcia wody w EJ Muehlberg (Szwajcaria). Od tamtego czasu nie zidentyfikowano w toku przeglądów po Fukushima żadnych nowych incydentów. Miało natomiast miejsce zdarzenie wykrycia wad materiałowych zbiorników reaktorów w belgijskich EJ: Doel-3 i Tihange-2, które powstały prawdopodobnie w procesie ich produkcji. Dozór belgijski FANC prowadzi dochodzenie w tej sprawie.

WGOE ściśle współpracuje z innymi grupami roboczymi w ramach CNRA – przede wszystkim z WGIP, a także wymienia dane i informacje z CSNI, szczególnie z grupami IRS i WGHOE i w ostatnim czasie z STG-Fukushima na potrzeby której WGOE we współpracy z WGRISK przeprowadziło ocenę zdarzeń inicjujących (w ramach zadania „*New lessons from precursors events*” - wykonaną przez zespół ekspertów z Niemiec, Węgier i EC-JRC. Wiodącym tematem jesiennego (2012) spotkania WGOE były zdarzenia wykryte w toku „stress testów” po Fukushima. Wiosenne (2013) spotkanie WGOE w Szwecji poświęcone będzie zdarzeniom w przechowalnikach wypalonego paliwa.

WGIP (Working Group of Inspection Practices) skupia przedstawicieli 20 państw (w tym **Polski**) oraz MAEA. Poinformowano o programie prac realizowanych od 2007 r. do roku 2013 oraz o najważniejszych bieżących zadaniach. Najważniejsze z nich dotyczyły analiz wyników kwestionariusza nt.: inspekcji programów i działań posiadaczy zezwoleń w zakresie remontów i konserwacji (omówiono raport opracowany przy wiodącej roli Kanady wspieranej przez Hiszpanię i Francję, przedłożony na obecnym spotkaniu do zatwierdzenia przez CNRA), oraz kwestionariusza nt. inspekcji planów awaryjnych (trwa analiza otrzymanych odpowiedzi w oparciu o normę MAEA GS-R-2, (kwestionariusz rozesłany był w marcu 2012 r.; zatwierdzenie raportu, opracowywanego pod kierunkiem W. Brytanii wspomaganą przez Kanadę i Francję, przewiduje się w grudniu 2013 r.). Istotną część raportu WGIP stanowiła informacja o przygotowaniach do 12. warsztatów WGIP (połączonych z 47. spotkaniem WGIP) planowanych w kwietniu 2014 r. w Chatanooga, Tennessee. Warsztaty poświęcone będą 3 tematom: inspekcjom remontów (w tym zagadnięć ochrony ppoż), inspekcjom reagowania na zdarzenia, oraz inspekcjom związanym z lekcją Fukushima. Poprzedzą je 2 spotkania WGIP w Paryżu - 45. w kwietniu 2013 r. i 46. jesienią 2013 r.

Realizowany był także program obserwacji inspekcji prowadzonych przez zagraniczne urzędy dozoru, w formie przygotowań do 2 pilotowych działań – w USA i Hiszpanii, gdzie zaplanowano udział w inspekcjach inspektorów

z Hiszpanii, Francji, Rep. Korei, Kanady i USA. Program Obserwacji Inspekcji IOP (*Inspection Observation Programme*) jest stosunkowo nową inicjatywą WGIP. Może on umożliwić inspektorom z krajów rozpoczynających program jądrowy uczestniczenie w charakterze obserwatorów w inspekcjach dozorowych w krajach o zaawansowanych programach jądrowych – w inicjatywie tej obok USA, Hiszpanii i Rep. Korei uczestniczy Polska

WGRNR (Working Group on Regulation of New Reactors) skupia przedstawicieli 30 państw członkowskich w tym Polski (przedstawiciel Polski jest wiceprzewodniczącym WGRNR), stałymi obserwatorami są Rosja, MAEA oraz Komisja Europejska. Raport przewodniczącego (z ONR-UK) obejmował informację o odbytych (w październiku 2012 r. w Atlancie) i planowanych (w marcu 2013 r. w Paryżu) spotkaniach, zintegrowanym planie działań do roku 2013 oraz realizacji prac w 3 następujących dziedzinach:

1. tworzenia i wykorzystania **bazy danych nt. doświadczeń z budowy** wraz z dokonanymi ich ocenami - **program ConEx**,
2. przegląd regulowania wyboru **lokalizacji i przygotowania placu budowy**
3. przegląd polityk, programów i procedur **licencjonowania i inspekcji procesu projektowania i budowy EJ** oraz struktur organizacyjnych urzędów dozoru niezbędnych do wykonania tych zadań.

Baza danych ConEx umieszczona jest na serwerze w NEA, a zawarte w niej dane są aktualnie walidowane przez krajowe punkty kontaktowe i członków ConEx. W maju 2012 r. został opublikowany pierwszy syntetyczny raport z prac w ramach ConEx (*First Construction Experience Synthesis Report 2008-2011, NEA/CNRA-R(2012)2*). Obejmuje on dane o 44 zdarzeniach w czasie budowy, pochodzące głównie z USA, Francji, Finlandii, Japonii i Kanady. Przystąpiono do prac nad 2. raportem obejmującym dane z lat 2011 i 2012. Dane te przewidziane są do wykorzystania w szkoleniu inspektorów - w formie tzw. „*safety cards*” oraz formie tabel łączących obszary inspekcji na budowie EJ z odpowiednimi zdarzeniami dotyczącymi tych obszarów, zarejestrowanymi w bazie danych ConEx. W dyskusji przedstawiciel STUK (Finlandia) zwrócił uwagę,

że nie wszystkie kraje uczestniczące w WGRNR w równym stopniu dzielą się doświadczeniami z budowy. Brak lub niewiele jest danych z Rep. Korei, Rosji, Indii i innych krajów gdzie prowadzone są budowy EJ.

WGRNR kontynuuje prace nad dodatkiem do raportu z przeglądu regulacji dotyczących wyboru i przygotowania lokalizacji (*Report on the Survey on Regulation of Site Selection and Preparation, NEA/CNRA/R(2010)3*), wydanego w maju 2010 roku. Dodatek ten koncentruje się na **wymaganiach dotyczących nowych reaktorów** w świetle doświadczeń z awarii w Fukushima, w tym problemów usytuowania wielu reaktorów w jednej lokalizacji, bezpieczeństwa obiektów jądrowych innych niż reaktory, wpływu rozmieszczenia elementów obiektu istotnych dla bezpieczeństwa, specjalnych wymagań dla EJ lokalizowanych na brzegach oceanu, dostępności chłodziwa i niezawodności odbioru ciepła powyłaczeniowego, gęstości zaludnienia wokół nowo budowanych EJ. Analizowane są odpowiedzi poszczególnych krajów na ankietę mającą na celu zbadanie podejścia przyjętego w praktyce przez poszczególne krajowe dozory jądrowe. Wyniki przedyskutowano na październikowym spotkaniu WGRNR w Atlancie. Wymagania NS-R-3 tworzą bazę dla wymagań dozorowych, które są zróżnicowane, jednak we wszystkich krajach wymagane są raporty z analiz lokalizacyjnych i przeglądy formułujące oceny wpływu na środowisko, a lokalizacja wymaga akceptacji ze strony urzędu dozoru jądrowego.

W zakresie przeglądu procesu licencjonowania i inspekcji procesów projektowania i budowy EJ CNRA przyjęła na ubiegłym spotkaniu w czerwcu br. pierwszą część raportu (*phase 1*) – dotyczącą struktur dozoru i zasad licencjonowania w poszczególnych krajach (została opublikowana jako raport NEA/CNRA/R(2011)13). Całość raportu obejmować będzie 3 części. Prace nad 2., dotyczącą tematyki projektowania (*Phase 2: Design*), podzielono na 17 rozdziałów. Obejmuje on 70 specyficznych zagadnień, należących do 11 kategorii (wg normy bezpieczeństwa MAEA GS-G-4.1). Członkowie WGRNR uznali za pożyteczne dokonanie zestawienia wyników przeglądów projektów. Informacje te wraz z projektem tekstu raportu dotyczącym tej (tj. 2.) części zostały przedłożone do akceptacji

CNRA. Równoległe, choć z przesunięciem w czasie jak chodzi o zaawansowanie, prowadzone są prace nad częścią 3., dotyczącą problematyki budowy EJ (*Phase 3: Construction*), w oparciu o projekt wytycznych MAEA (DS. 441) oraz projekt raportu nt. przygotowywania inspekcji dozorowych nowych projektów EJ.

W czasie 2. międzynarodowych warsztatów WGRNR 24-26 października 2012 r. w Atlancie (informacja na <http://www.oecd-nea.org/nsd/workshops/siting/>) zorganizowane zostały wizyty techniczne m.in. na terenie budowy elektrowni jądrowej. Warsztaty prowadzone były w 4 sesjach:

1. podejście dozoru do praktyk lokalizacji,
2. doświadczenia z budowy i dozór budowy nowych reaktorów,
3. lekcja z przeglądów licencyjnych nowych reaktorów,
4. współpraca krajowego dozoru z grupami podstawowymi i tematycznymi MDEP.

WGPC (Working Group on Public Communication) zajmuje się wsparciem organizacji dozorowych w ich komunikowaniu się ze społeczeństwem. Grupa skupia przedstawicieli 22 państw (w tym Polski) oraz MAEA i Komisji Europejskiej. Prezentacja przewodniczącej (KINS, Rep. Korei) poświęcona była głównie wnioskowi z 14. spotkania WGPC i towarzyszących mu warsztatów nt. komunikacji kryzysowej w świetle lekcji z doświadczeń w zakresie przekazu i wymiany informacji podczas i po awarii w Fukushima. Warsztaty zostały zorganizowane i przeprowadzone przez WGPC w Madrycie w dniach 9-10 maja 2012 r. z udziałem przedstawicieli urzędów dozoru wysokiego szczebla decyzyjnego (*Senior Regulators workshop*), ekspertów ws. komunikacji społecznej oraz interesariuszy reprezentujących organizacje społeczne, przemysł i media. Tematami warsztatów były: cel komunikacji społecznej w sytuacji kryzysowej i jej kluczowe elementy, lekcje kryzysów w przeszłości, oczekiwania społeczne pod adresem urzędów dozoru, zrozumienie ról dozoru jądrowego i mediów, potrzeba globalnego podejścia, możliwe ulepszenia w komunikacji kryzysowej ze strony urzędów dozoru, dobre praktyki i wnioski. Podstawowe wnioski z tych warsztatów to: konieczność budowania zaufania społecznego do dozoru jądrowego.

wego, potrzeba otwartości i zrozumienia potrzeb społecznych w sferze informacji (także wywołanych emocjami), zapewnienie adekwatności przekazywanych informacji i spójności przekazu płynącego od instytucji dozorowych w różnych krajach, nieodzowność globalnego myślenia w polityce informacyjnej. Wnioski wykorzystano do opracowania raportu nt. **międzynarodowych aspektów komunikacji kryzysowej**. Zaaprobowana przez CNRA jego wersja końcowa pt. „*Crisis Communication of Nuclear Regulatory organisations: Towards global thinking*” stanowi istotne uzupełnienie i rozwinięcie wydanego w roku 2011 raportu CNRA/R/(2011)11 „*Road map for Crisis Communication*”. Raport zawiera podstawowe wskazówki praktycznych działań informacyjnych przed kryzysem, podczas jego nasilenia i po zażegnaniu sytuacji kryzysowej.

WGPC skłania się do zaangażowania w większym stopniu w swoje prace interesariuszy – media, dziennikarzy – stwierdzono potrzebę ich szkolenia. WGPC pracuje nad rozszerzeniem mapy drogowej komunikacji kryzysowej o aspekty międzynarodowe, nad planami komunikowania, bada także możliwości **wykorzystania przez urząd dozoru mediów społecznych** odgrywających w informowaniu społeczeństwa coraz większą rolę. Pracuje tym zespół zadaniowy złożony z przedstawicieli USA, Finlandii, Francji, Szwecji i Polski. Jest to rozwinięcie tematyki raportu „*Commendable practices for NRO transparency*, CNRA/R/(2011)3” wydanego w 2011 roku.

Grupa Zadaniowa TG-NCFSI (Task Group on Nonconforming, Counterfeit, Fraudulent and Suspect Items) pracowała nad metodami przeciwdziałania stosowaniu w elektrowniach jądrowych elementów wyposażenia nie spełniających oryginalnych wymagań projektowych, np. montowania nieoryginalnych, tańszych zamienników itp. W przeważającej większości identyfikowanych przypadków są to elementy nie związane z funkcjami bezpieczeństwa EJ, jednak ze względu na skalę zjawiska, wymaga ono podjęcia zdecydowanych skoordynowanych działań. Zgodnie z zakresem zatwierdzonym przez CNRA w grudniu 2011 r., grupa opracowała i przedłożyła do akceptacji CNRA na jesiennym (2012) spotkaniu plenarnym raport

końcowy pt. „*Regulatory oversight of Non-conforming, Counterfeit, Fraudulent and Suspect items*”. Raport rekomenduje: kontrolę łańcucha dostaw wyposażenia dla EJ przez inwestora i dozór jądrowy, lepsze wykorzystanie w tym celu systemów zapewnienia jakości i zintegrowanego systemu zarządzania, uwzględnienie zagadnienia zamienników przez zastosowanie dodatkowych środków w procesie licencjonowania, ustalenie efektywnego systemu międzynarodowej wymiany informacji i doświadczeń pomiędzy organizacjami dozorowymi.

STG FUKU (Senior Level Task Group on the Impact of the Fukushima Accident) działa od maja 2011 z udziałem ekspertów 18 krajów jądrowych i 3 organizacji międzynarodowych⁹. Już na pierwszym spotkaniu za kluczowe uznano kwestie wymiany informacji pomiędzy instytucjami dozorowymi i dzielenia się wnioskami z odpowiednimi instytucjami innych krajów oraz ponownego przeanalizowania stosowanego dotąd podejścia „obrony w głąb” DiD (*Defence in Depth*), ze szczególnym uwzględnieniem czynników zewnętrznych i ich koincydencji z innymi czynnikami, a także - dostępności istotnych funkcji bezpieczeństwa w sytuacjach wykraczających poza podstawy projektowe, a dotyczących jednocześnie kilku obiektów jądrowych w tej samej lokalizacji i utrzymujących się w dłuższym okresie czasu. Postanowiono przeanalizować sposoby postępowania w warunkach kryzysowych, z uwzględnieniem rozwiązań pozaprojektowych, np. zapewnienie szybkiego dostępu do przenośnego lub przenośnego sprzętu, takiego jak generatory Diesla (DG) czy pompy z odpowiednim wyposażeniem do ich podłączenia (kable, rozdzielnie, rurociągi, zawory). Sformułowano w tym zakresie wstępne rekomendacje.

W styczniu 2012 STG-FUKU rozesłała podsumowanie 2. spotkania grupy (odbytego we wrześniu 2011 r.) na którym dyskutowano o potrzebie i sposobach koordynacji wymiany informacji i doświadczeń pomiędzy różnymi

⁹ Belgii, Kanady, Rep. Czeskiej, Finlandii, Francji, Hiszpanii, Holandii, Indii, Japonii, Rep. Korei, Meksyku, Niemiec, Fed. Rosyjskiej, Słowacji, Szwecji, Szwajcarii, W. Brytanii, Stanów Zjednoczonych Ameryki oraz z NEA (CNRA, CSNI i CRPPH), MAEA i European Clearinghouse (organizacji skupiającej europejskie urzędy dozoru w krajach WENRA wraz z ich organizacjami technicznego wsparcia – TSO, oraz przedstawicieli Komisji Europejskiej, MAEA i NEA)

grupami roboczymi i organizacjami międzynarodowymi, a także o formułowaniu wynikających z nich wniosków. Kompleksowe nadzwyczajne oceny bezpieczeństwa (*stress tests*) wdrożono w przeważającej większości krajów jądrowych na świecie i zakończono w 2011 r. (w krajach UE poddano je dodatkowo procesowi *peer review* zakończonemu w kwietniu 2012 r.) W wynikach tych ocen, jak i w podejściach do ich prowadzenia występują różnice, które należy odpowiednio uwzględnić przy wymianie informacji. W szczególności różnice te nie pozwalają na prowadzenie postulowanego w niektórych kręgach politycznych i opiniotwórczych rankingu EJ. Inicjatywy podejmowane przez organizacje międzynarodowe (MAEA, Komisję Europejską, NEA i inne), winny być realizowane dla dobra poszczególnych państw przez właściwe merytorycznie, wyspecjalizowane istniejące struktury i organizacje, a państwa członkowskie winny dbać, by ich wyniki przynosiły wartość dodaną – w postaci: wniosków dla krajowych obiektów jądrowych, odpowiednich decyzji w kierunku podniesienia ich bezpieczeństwa oraz odpowiednich zmian wymagań i programów działania dozoru jądrowego.

3. spotkanie STG-FUKU w kwietniu 2012 roku poprzedzone było marcowym spotkaniem AME - ekspertów w zakresie zarządzania awarią (*Accident Management Experts*) z 10 krajów, w wyniku którego zdefiniowano 9 zadań w 7 obszarach zarządzania kryzysowego w obiekcie (*on-site accident management*). Na spotkaniu kwietniowym dokonano przeglądu i aktualizacji dokumentu INFASE (*Integrated NEA Fukushima Activities for Safety Enhancement*). Najistotniejsze obszary zmian dotyczą obrony w głąb, zarządzania awarią, reagowania kryzysowego, przygotowania do reagowania na zewnątrz EJ oraz analiz możliwych scenariuszy rozwoju awarii. CNRA zwróciła się do WGOE o wykonanie badania prekursorów dla różnych sekwencji przebiegu awarii. Zwrócono uwagę na konieczność wzmocnienia podstaw działania i organizacji sprawowania dozoru jak również - międzynarodowej współpracy pomiędzy organami dozorowymi.

Wskazane obszary zmian nie są wyłączną domeną komitetu CNRA, przeciwnie – wymagały zaangażowania i współpracy ze strony CSNI

i CRPPH oraz szeregu grup roboczych tych komitetów: w zakresie obrony w głąb – WGRNR, WGOE i odpowiednich grup CSNI (WGRisk), a w zakresie problemów technicznych i czynnika ludzkiego w zarządzaniu awarią - WGIP oraz WGAMA i WGHOE komitetu CSNI. W celu koordynacji tej współpracy zgodnie z rekomendacją STG- FUKU CNRA powołała w czerwcu 2012 r. nową grupę zadaniową *TG on On-site Accident Management TGAM* pod przewodnictwem przedstawiciela US-NRC, działającą w koordynacji z grupą WPNEM komitetu CRPPH. STG-FUKU odbyła również spotkanie z TGAM w celu wskazania jej oczekiwanego zakresu prac, z położeniem nacisku na aspekty dozoru zarządzania kryzysowego w miejscu lokalizacji EJ, identyfikację efektywnych praktyk postępowania i znaczenia posiadania ekspertów biegłych w reagowaniu kryzysowym na miejscu. Przewodniczący STG-FUKU uzyskał akceptację CNRA dla wystąpienia do CSNI o przeprowadzenie przez WGHOE – grupę roboczą tego komitetu – o przestudiowanie raportów japońskich z okresu po Fukushima w celu zidentyfikowania wszelkich czynników ludzkich, które miały wpływ na rozwój awarii. Celem tych badań byłoby wskazanie na tej podstawie zalecanych praktyk postępowania i sposobów wzmocnienia kultury bezpieczeństwa. W celu koordynacji programowania prac wszystkich 3 komitetów (CNRA i CRPPH z CSNI) utworzono w CSNI rozszerzoną grupę przeglądu programów E-PRG (*Expanded Program Review Group*). CNRA udziela mocnego poparcia propozycjom dalszych prac przedstawionym przez CSNI. CNRA przedłużyła mandat STG-FUKU do czerwca 2013 roku, do tego czasu oceniona będzie potrzeba kontynuowania prac tej grupy, czym zajmie się m.in. Komitet Sterujący NEA na swym spotkaniu w kwietniu 2013 r. podczas którego CRNA przedstawi w tej kwestii odpowiednią informację.

Grupa zadaniowa ds. zarządzania sytuacjami awaryjnymi TGAM (TG on On-site Accident Management) – to nowo utworzona przez CNRA z rekomendacji STG FUKU działająca pod przewodnictwem przedstawiciela US NRC. Prowadzenie sekretariatu tej grupy zaoferowała Kanada. Zakres prac TGAM obejmuje kontakty

i współpracę z komitetami CSNI i CRPPH. Biuro zachęca kraje członkowskie NEA do delegowania do TGAM swoich przedstawicieli. Przedstawiciel Rep. Korei sugerował, aby w pracach grupy uczestniczyły kraje o różnym stopniu zaawansowania w programach jądrowych włącznie z *new entrants*. Wstępny raport grupy TGAM ma być przedstawiony na spotkaniu CNRA w grudniu 2013 r. a raport końcowy w grudniu 2014 r.

Inne działania związane z lekcją Fukushima

Warsztaty CNRA i CSNI na temat obrony w głąb DiD – koncepcji o zasadniczym znaczeniu dla bezpieczeństwa EJ w świetle wniosków z awarii w EJ Fukushima 1 planowane są na częściowo wspólnym czerwcowym (2013) posiedzeniu obu komitetów. W dyskusji zwrócono uwagę na potrzebę przeanalizowania zasadności zaproszenia także CRPPH do udziału w tych warsztatach.

Rola komitetu CRPPH w związku z lekcją Fukushima jest zapewnienie:

1. Powołania Grupy Ekspertów EGRPF

(*Expert group radiation protection follow-up*) w celu zbadania aspektów ochrony radiologicznej awarii w EJ Fukushima 1.

2. Działania grupy roboczej reagowania na zdarzenia radiacyjne WPNEM.
3. Działania międzynarodowego systemu kontroli narażenia zawodowego na promieniowanie jonizujące ISOE (*International System on Occupational Exposure*).

Podsumowanie europejskich „stress tests”

przedstawione przez szefa grupy zadaniowej ENSREG ds. „peer review” z ASN (Francja), obejmowało prezentację organizacji i przebiegu całego procesu „stress test” włącznie z jego fazą 3. – przeglądu eksperckiego i raportu z tego przeglądu.

Notka o autorze:

mgr inż. Maciej Jurkowski jest Wiceprezesem Państwowej Agencji Atomistyki i Głównym Inspektorem Dozoru Jądrowego. Jako wysoki urzędnik polskiego dozoru jądrowego jest delegatem Polski w Komitecie ds. działań dozoru jądrowego CNRA-NEA; uczestniczył w ciągu ostatnich 3 lat w sześciu kolejnych spotkaniach plenarnych tego Komitetu (22-28).

