

BEZPIECZEŃSTWO
JADROWE
I OCHRONA
RADIOLÓGICZNA

8/91

BEZPIECZEŃSTWO JĄDROWE i OCHRONA RADIOLOGICZNA

BIULETYN INFORMACYJNY

Nr 8 — 1991
Warszawa

Spis treści

| | |
|---|----|
| M. Biernacka, J. Henschke, J. Jagielak: <i>Radiologiczna mapa Polski</i> | 3 |
| J. Włodarski: <i>Wymagania i inspekcje dozoru jądrowego dotyczące zapewnienia jakości w Elektrowni Jądrowej „Żarnowiec”</i> | 9 |
| J. Niewiadomski: <i>Zalecenia ICRP-60. (Tłumaczenie punktów najważniejszych dla użytkowników źródeł promieniowania)</i> | 16 |
| A. Zmysłowski: <i>Międzynarodowa skala zdarzeń jądrowych</i> | 22 |
| W. Byszewski: <i>Misje INSARR Międzynarodowej Agencji Energii Atomowej</i> | 26 |
| O.M. Kowalewicz, W.A. Sidorenko, N.A. Szejnberg: <i>O problemach zapewnienia bezpieczeństwa energetyki jądrowej w ZSRR</i> | 31 |

Notki o autorach

Małgorzata Biernacka — mgr inż., absolwentka Wydziału Łączności Politechniki Warszawskiej, adiunkt w Zakładzie Dozymetrii w Centralnym Laboratorium Ochrony Radiologicznej.

Witold Byszewski — mgr inż., absolwent Wydziału Elektrycznego Politechniki Warszawskiej, b. kierownik Zakładu Reaktorów w Instytucie Badań Jądrowych w Świerku (brał udział w budowie reaktorów EWA i MARIA), pracownik Wydziału Bezpieczeństwa Obiektów Jądrowych w Międzynarodowej Agencji Energii Atomowej w Wiedniu w l. 1984–89; obecnie na emeryturze, współpracuje z Dozorem Jądrowym.

Janusz Henschke — mgr inż., absolwent Wydziału Łączności Politechniki Warszawskiej, adiunkt, kierownik Pracowni Bazy Danych Radiologicznych w Zakładzie Dozymetrii w Centralnym Laboratorium Ochrony Radiologicznej.

Jan Jagielak — doc. dr hab. inż., absolwent Wydziału Elektroniki Politechniki Warszawskiej, zastępca dyrektora Centralnego Laboratorium Ochrony Radiologicznej, kierownik Zakładu Dozymetrii w CLOR.

Tadeusz Niewiadomski — doc. dr hab. fizyki, absolwent Wydziału Łączności Politechniki Warszawskiej, specjalność fizyka medyczna, kierownik Samodzielnej Pracowni Ochrony przed Promieniowaniem w Instytucie Fizyki Jądrowej im. Henryka Niewodniczańskiego w Krakowie, specjalista w ochronie radiologicznej.

Janusz Włodarski — mgr inż., absolwent Wydziału Mechanicznego, Energetyki i Lotnictwa Politechniki Warszawskiej, p.o. kierownik Zespołu Dozoru Jądrowego i kierownik Pracowni Zapewnienia Jakości w Centralnym Laboratorium Ochrony Radiologicznej, st. inspektor dozoru jądrowego, specjalista bezpieczeństwa w energetyce jądrowej.

Arkadiusz Zmysłowski — mgr inż., absolwent Wydziału Mechanicznego, Energetyki i Lotnictwa Politechniki Warszawskiej, b. dyrektor Głównego Inspektoratu Dozoru Jądrowego w Państwowej Agencji Atomistyki, specjalista bezpieczeństwa w energetyce jądrowej, obecnie na emeryturze.

O.M. Kowalewicz — dyrektor Centrum naukowo-badawczego przy Państwowym dozorcze energetyki atomowej ZSRR, wcześniej pracownik naukowo-badawczy Instytutu Energii Atomowej im. Kurnatowa.

W.A. Sidorenko — profesor, długoletni zastępca dyrektora Instytutu Energii Atomowej im. Kurczatowa; obecnie zastępca Szefa Państwowego Dozoru Energetyki Atomowej ZSRR, członek Międzynarodowej Grupy Doradczej Bezpieczeństwa Jądrowego przy Dyrektorze Międzynarodowej Agencji Energii Atomowej w Wiedniu.

N.A. Sztejnberg — długoletni (od początku budowy) Główny Inżynier Elektrowni Jądrowej w Czarnobylu. Jeszcze przed awarią w Czarnobylu został mianowany zastępcą Szefa Państwowego Dozoru Energetyki Jądrowej ZSRR; członek Rady Dozorów Jądrowych krajów eksploatujących reaktory typu WWER.

Artykuł stanowi omówienie wyników kilkuletnich badań prowadzonych przez CLOR. Ich efektem jest pierwsza radiologiczna mapa Polski; przedstawia ona rozkład terytorialny stężeń w glebie radionuklidów naturalnych i — będących głównie wynikiem awarii w Czarnobylu — radionuklidów pochodzenia sztucznego: Cs-134 i Cs-137 oraz rozkład mocy dawki tła promieniowania gamma i stężeń radonu-222 w powietrzu.

Małgorzata Biernacka, Janusz Henschke, Jan Jagielak

Radiologiczna mapa Polski*

1. WSTĘP

Badania i ocena warunków radiologicznych istniejących w środowisku oraz możliwość śledzenia i przewidywania zmian, jakie mogą w nim zachodzić w następstwie działalności człowieka stanowią istotny element kontroli narażenia populacji.

Badania środowiskowych warunków radiologicznych prowadzone są w Polsce już od wielu lat. Centralne Laboratorium Ochrony Radiologicznej wykonało szereg programów badawczych, których zakres był jednak ograniczony do wybranych rejonów kraju lub terenów specjalnie zagrożonych przez zakłady przemysłowe.

Wybuchy jądrowe przeprowadzone w atmosferze, a w szczególności awaria EJ w Czarnobylu spowodowały, że środowisko naszego kraju zostało zanieczyszczone radionuklidami pochodzenia sztucznego, głównie cezem Cs-134 i Cs-137. Wielkość tego zanieczyszczenia różni się znacznie w poszczególnych rejonach Polski. Katastrofa czarnobylska wykazała bardzo wyraźnie, że zakres i sposoby prowadzenia badań środowiskowych powinny ulec poważnym zmianom. W tej sytuacji Centralne Laboratorium Ochrony Radiologicznej podjęło pracę, w wyniku której powstała pierwsza radiologiczna mapa Polski przedstawiająca rozkład terytorialny stężeń radionuklidów naturalnych i pochodzenia sztucznego w glebie oraz rozkład mocy dawki tła promieniowania gamma i stężeń radonu-222 w powietrzu.

Realizując pracę przyjęto podstawowe poniższe kryteria:

— System pomiarowy, za pomocą którego pozyskiwane są dane środowiskowe o charakterze radiologicznym, powinien obejmować terytorium ca-

łego kraju. Metody poboru próbek środowiskowych oraz pomiarów powinny być identyczne i oparte na zaleceniach międzynarodowych. Wiarygodność wyników pomiarów powinna być stale potwierdzana i kontrolowana międzynarodowymi badaniami interkalibracyjnymi.

— Pozyskiwane informacje w celu zapewnienia możliwości dokonywania dokładnych obserwacji zmian czasowych, powinny pochodzić z tych samych miejsc, o dokładnie określonych współrzędnych geograficznych. Mikrośrodowisko tych miejsc w miarę możliwości nie powinno być dodatkowo zniekształcane czy zmieniane (np. przez orkę, nawożenie, uprawy rolnicze i inne).

— Wykrywanie i oznaczanie ilościowe poszczególnych radionuklidów w próbkach pobranych ze środowiska wymaga stosowania nowoczesnych metod spektrometrycznych, dla których podstawowym urządzeniem są spektrometry z detektorami półprzewodnikowymi HPGe, o bardzo dobrej zdolności rozdzielczej i dużej efektywności zliczeń.

— Badania prowadzone za pomocą sieci stałych punktów powinny być uzupełniane, w miarę zaistniałych potrzeb, przez szczegółowe pomiary i badania środowiskowe wykonywane za pomocą laboratorium ruchomego wyposażonego w odpowiednią aparaturę spektrometryczną i dozymetryczną.

W badaniach została wykorzystana sieć stacji i posterunków meteorologicznych Instytutu Meteorologii

* Praca wykonana w l. 1988–90 w ramach Centralnego Programu Badawczo-Rozwojowego — CPBR 5.10 „Bezpieczeństwo jądrowe i ochrona radiologiczna”.

Tabela 1.

Wartości stężeń średnich, minimalnych i maksymalnych Cs-134 i Cs-137 oraz stosunki tych stężeń dla próbek gleby, dla poszczególnych województw i całej Polski

| WOJEWÓDZTWO | Stężenie [kBq/m ²] | | | | | | Stosunek stężeń Cs-134 do Cs-137 | | |
|-----------------|--------------------------------|------|------|---------|------|-------|----------------------------------|------|------|
| | Cs-134 | | | Cs-137 | | | ŚREDNIE | MIN | MAX |
| | ŚREDNIE | MIN | MAX | ŚREDNIE | MIN | MAX | | | |
| Warszawskie | 0.83 | 0.14 | 2.51 | 6.77 | 1.72 | 24.18 | 0.09 | 0.06 | 0.12 |
| Białkopodlaskie | 0.63 | 0.22 | 1.04 | 5.46 | 2.55 | 11.34 | 0.09 | 0.02 | 0.16 |
| Białostockie | 0.31 | 0.04 | 0.66 | 3.53 | 2.50 | 4.47 | 0.08 | 0.01 | 0.15 |
| Bielskie | 1.56 | 0.08 | 4.85 | 10.71 | 2.13 | 28.29 | 0.13 | 0.03 | 0.25 |
| Bydgoskie | 0.24 | 0.12 | 0.33 | 2.17 | 1.45 | 3.16 | 0.10 | 0.07 | 0.13 |
| Chełmskie | 1.45 | 0.96 | 1.94 | 8.95 | 6.12 | 11.78 | 0.16 | 0.16 | 0.16 |
| Ciechanowskie | 0.43 | 0.36 | 0.50 | 2.85 | 1.28 | 3.78 | 0.14 | 0.14 | 0.14 |
| Częstochowskie | 2.57 | 0.42 | 8.99 | 11.92 | 1.55 | 57.79 | 0.14 | 0.10 | 0.19 |
| Elbląskie | 0.76 | 0.58 | 0.98 | 4.85 | 1.69 | 7.12 | 0.14 | 0.13 | 0.16 |
| Gdańskie | 0.48 | 0.23 | 1.15 | 3.38 | 0.86 | 7.07 | 0.13 | 0.05 | 0.17 |
| Gorzowskie | 0.20 | 0.10 | 0.36 | 1.75 | 1.34 | 2.65 | 0.10 | 0.08 | 0.14 |
| Jeleniogórskie | 0.26 | 0.15 | 0.32 | 2.47 | 1.36 | 3.74 | 0.11 | 0.07 | 0.15 |
| Kaliskie | 0.32 | 0.32 | 0.32 | 1.99 | 1.52 | 2.46 | 0.13 | 0.13 | 0.13 |
| Katowickie | 1.13 | 0.14 | 2.50 | 6.80 | 1.33 | 16.71 | 0.14 | 0.10 | 0.17 |
| Kieleckie | 0.57 | 0.27 | 0.87 | 3.86 | 2.38 | 6.07 | 0.13 | 0.11 | 0.15 |
| Konińskie | 0.30 | 0.28 | 0.32 | 3.14 | 2.86 | 3.41 | 0.10 | 0.09 | 0.10 |
| Koszalińskie | 0.16 | 0.06 | 0.29 | 1.99 | 1.24 | 3.23 | 0.08 | 0.04 | 0.14 |
| Krakowskie | 1.51 | 0.57 | 2.49 | 9.77 | 4.89 | 15.26 | 0.15 | 0.12 | 0.17 |
| Krośnieńskie | 0.32 | 0.10 | 0.93 | 2.74 | 1.01 | 6.25 | 0.11 | 0.04 | 0.23 |
| Legnickie | 0.18 | 0.13 | 0.21 | 1.66 | 0.87 | 2.57 | 0.09 | 0.08 | 0.11 |
| Leszczyńskie | | | | 1.76 | 1.42 | 2.10 | | | |
| Lubelskie | 0.39 | 0.35 | 0.42 | 3.26 | 1.30 | 7.14 | 0.13 | 0.11 | 0.15 |
| Łomżyńskie | 0.42 | 0.29 | 0.58 | 3.19 | 2.42 | 4.11 | 0.13 | 0.12 | 0.14 |
| Łódzkie | | | | 1.01 | 0.94 | 1.08 | | | |
| Nowosądeckie | 0.52 | 0.07 | 1.45 | 5.30 | 1.77 | 14.57 | 0.10 | 0.01 | 0.21 |
| Olsztyńskie | 0.56 | 0.48 | 0.72 | 3.50 | 0.96 | 4.13 | 0.15 | 0.13 | 0.17 |
| Opolskie | 2.38 | 0.27 | 5.38 | 11.24 | 1.77 | 32.17 | 0.16 | 0.12 | 0.17 |
| Ostrołęckie | 0.52 | 0.41 | 0.76 | 3.61 | 2.50 | 5.96 | 0.15 | 0.13 | 0.17 |
| Piłskie | 0.16 | 0.16 | 0.16 | 2.01 | 1.26 | 2.56 | 0.07 | 0.07 | 0.07 |
| Piotrkowskie | 0.76 | 0.76 | 0.76 | 3.20 | 1.01 | 5.39 | 0.14 | 0.14 | 0.14 |
| Płockie | 0.17 | 0.12 | 0.26 | 1.60 | 1.12 | 1.95 | 0.11 | 0.06 | 0.15 |
| Poznańskie | 0.16 | 0.12 | 0.21 | 1.67 | 1.21 | 2.04 | 0.09 | 0.07 | 0.12 |
| Przemyskie | 0.16 | 0.11 | 0.20 | 1.82 | 1.01 | 2.34 | 0.10 | 0.05 | 0.13 |
| Radomskie | 1.07 | 0.75 | 1.38 | 4.16 | 1.39 | 8.82 | 0.15 | 0.14 | 0.16 |
| Rzeszowskie | 0.24 | 0.15 | 0.38 | 2.55 | 1.88 | 3.36 | 0.09 | 0.06 | 0.11 |
| Siedleckie | 0.77 | 0.56 | 1.10 | 4.69 | 1.90 | 6.70 | 0.13 | 0.12 | 0.16 |
| Sieradzkie | 0.12 | 0.06 | 0.15 | 1.25 | 0.74 | 1.61 | 0.09 | 0.09 | 0.10 |
| Skierniewickie | 0.06 | 0.06 | 0.06 | 1.48 | 1.28 | 1.67 | 0.05 | 0.05 | 0.05 |
| Słupskie | 0.20 | 0.11 | 0.26 | 1.82 | 1.43 | 2.07 | 0.11 | 0.08 | 0.14 |
| Suwalskie | 0.37 | 0.25 | 0.43 | 3.21 | 2.34 | 3.53 | 0.12 | 0.11 | 0.12 |
| Szczecińskie | 0.39 | 0.14 | 1.01 | 2.71 | 1.43 | 7.87 | 0.10 | 0.08 | 0.13 |
| Tarnobrzeskie | 1.10 | 0.37 | 2.20 | 7.68 | 3.68 | 14.89 | 0.13 | 0.10 | 0.16 |
| Tarnowskie | 0.74 | 0.30 | 1.43 | 4.36 | 2.41 | 9.79 | 0.14 | 0.13 | 0.15 |
| Toruńskie | 0.36 | 0.35 | 0.37 | 2.63 | 2.31 | 2.83 | 0.13 | 0.12 | 0.13 |
| Wałbrzyskie | 2.95 | 0.19 | 8.35 | 11.39 | 0.91 | 46.40 | 0.18 | 0.10 | 0.30 |
| Wrocławskie | 0.18 | 0.17 | 0.19 | 1.59 | 1.12 | 1.83 | 0.10 | 0.09 | 0.10 |
| Wrocławskie | 0.29 | 0.15 | 0.41 | 1.87 | 0.98 | 2.56 | 0.16 | 0.12 | 0.24 |
| Zamojskie | 0.16 | 0.13 | 0.20 | 1.92 | 1.51 | 2.32 | 0.08 | 0.07 | 0.09 |
| Zielonogórskie | 0.26 | 0.26 | 0.27 | 1.84 | 1.00 | 2.71 | 0.12 | 0.10 | 0.13 |
| POLSKA | 0.72 | 0.04 | 8.99 | 4.68 | 0.74 | 57.79 | 0.12 | 0.01 | 0.30 |

i Gospodarki Wodnej w Warszawie — 343 punkty rozmieszczone w miarę równomiernie na obszarze całej Polski. Próbkę gleby zostały pobrane we wrześniu i październiku 1989 r. z powierzchniowej warstwy o grubości 10 cm. Stężenia radionuklidów w glebie określano metodą analizy spektrometrycznej. Badania dawki tła promieniowania gamma oraz stężeń radonu-222 wykonano stosując metody całkujące. W wybranych miejscach wykonano także pomiary spektrometryczne tła gamma przy użyciu przenośnego spektrometru firmy Canberra do badań „in situ” [Bi-88].

2. WYNIKI BADAŃ

2.1. Wyniki oznaczeń stężeń radioizotopów naturalnych i pochodzenia sztucznego w próbkach gleby

W wyniku pomiarów spektrometrycznych próbek gleby określono wartości stężeń radionuklidów naturalnych i pochodzenia sztucznego dla punktów poboru; średnie, minimalne i maksymalne dla województw oraz całej Polski. Całkowity błąd określenia stężenia poszczególnych radionuklidów w badanej próbce wynosił około $\pm 20\%$, przy czym błąd wynikający z pomiaru nie przekraczał $\pm 10\%$.

Średnie dla Polski stężenia Ra-226 i Ac-228 — radionuklidów reprezentatywnych dla rodziny uranowo-radowej i torowej — oraz K-40 wynoszą odpowiednio: 25,8; 20,7 i 398 Bq kg⁻¹ [Bi-90]. Dla porównania — średnie światowe (tzw. „klarkowe”) stężenia wynoszą odpowiednio: 26, 26, 370 Bq kg⁻¹ [UN-82].

Podwyższone, w stosunku do średniej dla Polski, wartości stężeń Ra-226 obserwujemy dla Polski południowej, przy czym największe średnie stężenia występują w województwach: jeleniogórskim, krośnieńskim, nowosądeckim, krakowskim, bielskim i wałbrzyskim i odpowiednio wynoszą: 52,9; 38,0; 37,6; 36,9; 36,7 i 34,6 Bq kg⁻¹.

W rejonach położonych na terenie Polski środkowej i północnej stężenia te są wyraźnie mniejsze, przy czym najmniejsze średnie stężenia Ra-226 zanotowano w województwach: słupskim, ostrołęckim, konińskim, skierniewickim odpowiednio: 12,4, 13,3, 13,3, 13,8 Bq kg⁻¹.

Analogiczną sytuację obserwujemy w przypadku Ac-228, którego stężenia dla 6 ww. województw Polski południowej wynoszą odpowiednio: 36,7, 33,2, 30,7, 28,9, 32,5 i 25,2 Bq kg⁻¹; natomiast dla 4 ww. województw Polski środkowej i północnej wynoszą odpowiednio: 9,6, 9,5, 10,3 i 13,6 Bq kg⁻¹. Taki rozkład terytorialny stężeń tych naturalnych radio-

izotopów w glebie wynika ze struktury geologicznej kraju.

Średnie stężenia K-40 otrzymane w poszczególnych województwach zawierają się w znacznie mniejszym zakresie, od 227 do 561 Bq kg⁻¹ co znajduje uzasadnienie w większej jednorodności w rozkładzie tego izotopu w skorupie ziemskiej.

Średnie dla Polski wartości stężeń powierzchniowych radioizotopów pochodzenia sztucznego Cs-134 i Cs-137 wynoszą odpowiednio: 0,72 i 4,68 kBq m⁻² [Bi-90].

Rozkład stężeń powierzchniowych radioizotopów pochodzenia sztucznego przedstawia się w sposób następujący:

- dla Polski południowej stężenia zmieniają się w granicach: dla Cs-134 od 0,07 do 8,99 kBq m⁻², a dla Cs-137 od 0,87 do 57,79 kBq m⁻², przy czym największe średnie wartości stężeń odpowiednio dla Cs-134 oraz dla Cs-137 obserwujemy w województwach: wałbrzyskim — 2,95, oraz 11,39; częstochowskim — 2,57 oraz 11,92; opolskim — 2,38 oraz 11,24 kBq m⁻².
- dla Polski środkowej i północnej stężenia zmieniają się dla Cs-134 od 0,04 do 2,51, a dla Cs-137 od 0,74 do 24,18 kBq m⁻², przy czym najmniejsze wartości stężeń odpowiednio Cs-134 oraz Cs-137 występują w województwach: skierniewickim — 0,06 oraz 1,48; sieradzkim — 0,12 oraz 1,25; poznańskim — 0,16 oraz 1,67 kBq m⁻².

Maksymalne wartości stężeń powierzchniowych zarówno Cs-134, jak i Cs-137 otrzymano dla próbek gleby pobranych w miejscowościach:

- Stare Olesno (woj. częstochowskie): dla Cs-134 8,99, a dla Cs-137 57,79 kBq m⁻²;
- Długopole Zdrój (woj. wałbrzyskie): dla Cs-134 8,35, a dla Cs-137 46,40 kBq m⁻².

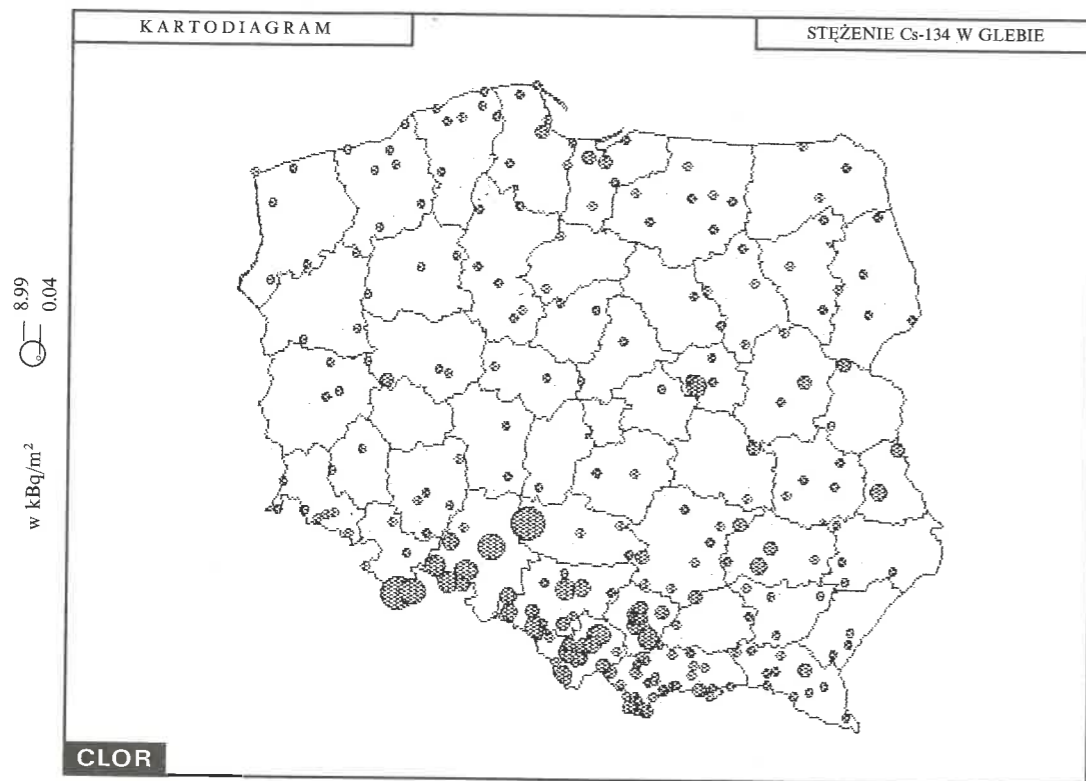
Obliczone na podstawie wyników pomiarów średnie, minimalne i maksymalne wartości stężeń Cs-134 i Cs-137 oraz stosunki stężeń Cs-134 do Cs-137 w próbkach gleby, dla poszczególnych województw i całej Polski zamieszczono w tabl. 1.

Rozkład stężeń Cs-134 i Cs-137 w postaci map radiologicznych Polski wykonanych metodą kartodiagramu kołowego, opracowaną przez Instytut Geodezji i Kartografii w Warszawie, przedstawiono na rys. 1 i 2.

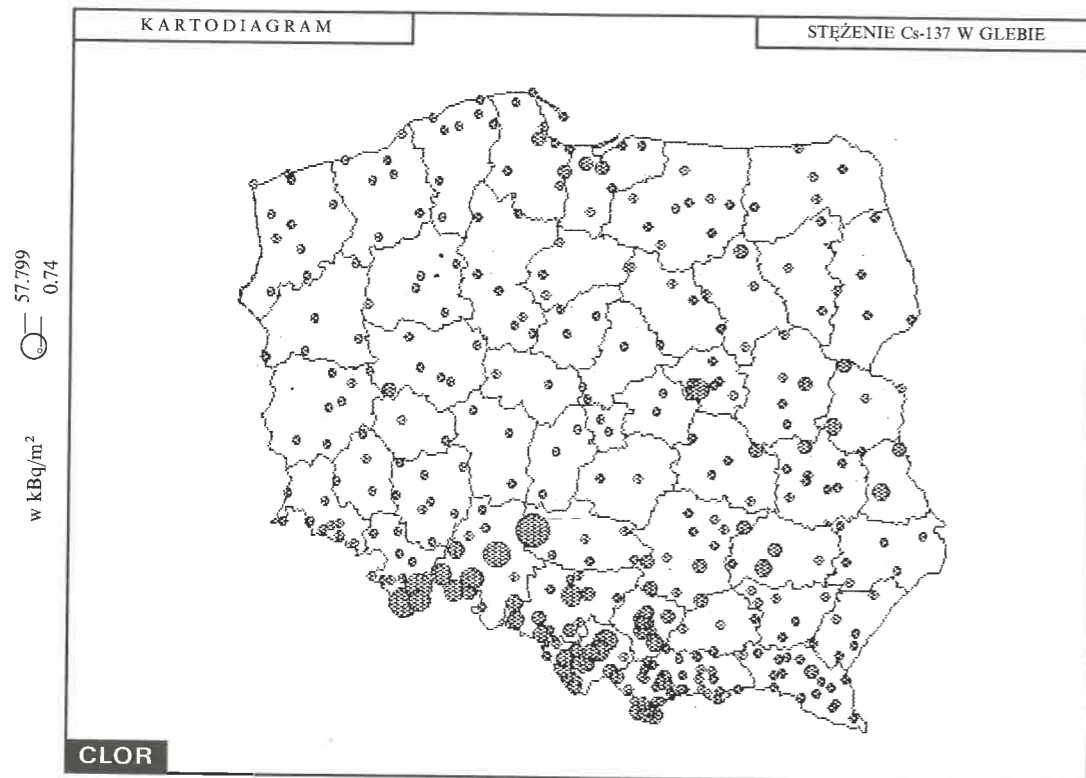
2.2. Wyniki pomiarów mocy dawki tła promieniowania gamma

Pomiary dawki tła promieniowania gamma przeprowadzono metodą całkujących detektorów termoluminescencyjnych LiF:Mg, Ti umieszczonych w komorach dyfuzyjnych w specjalnych domkach pomia-

Rys. 1. Stężenia Cs-134 w poszczególnych punktach pomiarowych dla próbek gleby pobranych we wrześniu i październiku 1989 r.



Rys. 2. Stężenia Cs-137 w poszczególnych punktach pomiarowych dla próbek gleby pobranych we wrześniu i październiku 1989 r.



rowych na terenie stacji i posterunków meteorologicznych [Bi-89]. Stosowano półroczne okresy ekspozycji. Dokładność wyznaczenia wartości mocy dawek dla poziomów większych od 30 nGy h^{-1} była nie gorsza niż $\pm 10\%$.

Średnia roczna wartość mocy dawki tła gamma (promieniowanie ziemskie i kosmiczne) dla Polski wynosi 79 nGy h^{-1} . Dla poszczególnych punktów pomiarowych zawiera się ona w granicach od 49 do 130 nGy h^{-1} .

Dla Polski południowej uzyskane wartości średnie (dla dwóch serii pomiarów) mocy dawki zawierają się w granicach od 50 do 130 nGy h^{-1} i są nieco większe niż w Polsce środkowej i północnej, gdzie wahają się w zakresie od 49 do 102 nGy h^{-1} . Taki rozkład wartości mocy dawek tła gamma wynika ze struktury geologicznej kraju, co potwierdzały również analizy spektrometryczne badanych próbek gleby.

Wartość średniej mocy dawki dla Polski otrzymana dla letniej serii (ekspozycja od kwietnia do września 1989 r.) pomiarowej równa 75 nGy h^{-1} jest nieco mniejsza niż dla serii zimowej (ekspozycja od października do marca 1989 r.), kiedy to wynosi ona 82 nGy h^{-1} .

Pomiary spektrometryczne tła gamma „in situ” potwierdziły, że największe wartości mocy dawek od radionuklidów cezu wystąpiły na terenie południowej Polski w miejscowościach: Stare Olesno, Długopole, Opole, Otmuchów, Inwałd, Międzybrodzie Bialskie i Katowice-Muchowiec. Jednak tylko w Starym Olesnie, gdzie uzyskano maksymalne wartości stężeń Cs-134 i Cs-137 ($8,99$ oraz $57,79 \text{ kBq m}^{-2}$), moc dawki od izotopów cezu jest dwukrotnie wyższa od wartości mocy dawki pochodzącej od naturalnego tła promieniowania gamma.

2.3. Wyniki pomiarów stężenia radonu-222 w powietrzu

Do pomiarów stężenia radonu-222 w powietrzu stosowane były detektory śladowe — folie z azotanu celulozy LR-115 typ II, firmy KODAK — umieszczone wraz z detektorami TL w komorach dyfuzyjnych [Bi-89] na okres półrocznej ekspozycji (serie letnia i zimowa). Błąd pomiaru średniego stężenia radonu-222 w powietrzu atmosferycznym dla poziomu około $4 - 5 \text{ Bq m}^{-3}$ i dla sześciomiesięcznego okresu ekspozycji nie przekraczał $\pm 50\%$.

Średnia roczna wartość stężenia radonu-222 w powietrzu atmosferycznym dla Polski wynosi $4,4 \text{ Bq m}^{-3}$. Dla poszczególnych punktów pomiarowych zawiera się w granicach od $1,2$ do $8,6 \text{ Bq m}^{-3}$. Wartość średnia dla Polski, dla letniej serii pomiarowej wynosi

$4,6 \text{ Bq m}^{-3}$, a dla zimowej $4,0 \text{ Bq m}^{-3}$. Średnie stężenie radonu-222 otrzymane w okresie letnim jest większe od stężenia w okresie zimowym, co pozostaje w dobrej zgodności z danymi literaturowymi na ten temat [Ge-83].

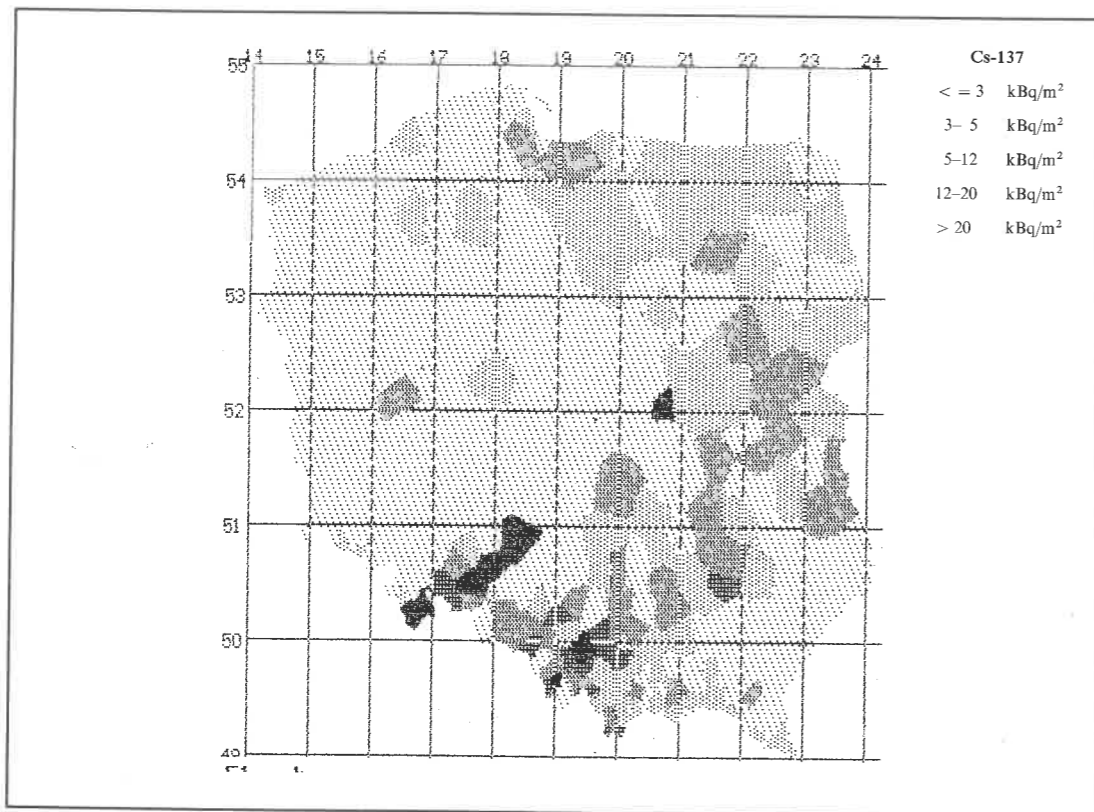
Wartości stężeń radonu-222 w powietrzu atmosferycznym otrzymane dla poszczególnych punktów pomiarowych na terenie całego kraju są wartościami stosunkowo małymi w porównaniu z danymi literaturowymi dotyczącymi innych krajów świata. Np. w Brazylii, kraju o innej strukturze geologicznej, w okolicach Rio de Janeiro stężenia radonu wynoszą od 11 do 16 Bq m^{-3} [Pa-89]. Dla informacji, najwyższa wartość stężenia radonu w powietrzu atmosferycznym podana przez UNSCEAR w 1982 r. [UN-82] wynosi $9,6 \text{ Bq m}^{-3}$.

4. WNIOSKI

Prace i badania dotyczące tematu „Radiologiczna mapa Polski” stanowią istotny etap w tworzeniu systemu pomiarowego oraz komputerowej bazy danych radiologicznych, obejmującej informacje pochodzące z terenu całego kraju. Baza tych danych powinna być stale rozbudowywana i aktualizowana oraz umożliwiać szybkie pozyskiwanie informacji o lokalnym tle naturalnym, skażeniach promieniotwórczych środowiska i wielkości ewentualnych zagrożeń czynnikami radiologicznymi.

Przedstawiając wyniki naszych badań zdajemy sobie sprawę, że obecne rozpoznanie radiologicznych warunków środowiskowych nie jest w pełni wystarczające. Duży obszar naszego kraju i blisko 40 milionowa populacja jego mieszkańców wymagają kontynuacji i intensyfikacji prowadzonych badań. W związku z tym ilość zgromadzonych informacji powinna być znacznie zwiększona. Kontynuacja działalności, w ramach systemu monitoringu, powinna w dużej mierze zapewnić spełnienie tych wymagań. Również, zgodnie z naszymi planami, forma opracowywania wyników ulegnie istotnemu ulepszeniu. Służyć temu będzie między innymi zastosowanie systemu „Sinus” dla kartograficznej prezentacji wyników. System ten umożliwi ekstrapolację wartości punktowych na mapę obszaru całego kraju. Przykład takiego sposobu prezentacji wyników stężeń Cs-137 przedstawia Rys. 3. Należy również podkreślić, że w jednolitym systemie „Sinus” dla potrzeb ogólnopolskiego monitoringu środowiska będą również gromadzone i przetwarzane dane oraz prezentowane rezultaty badań wszelkiego rodzaju skażeń na terenie kraju, nie tylko radiologicznych.

Rys. 3. Rozkład stężeń Cs-137 na terenie Polski. Mapa wykonana w systemie „Sinus” na podstawie pomiarów próbek gleby pobranych we wrześniu i październiku 1989 r.



LITERATURA

- [Bi-88] Biernacka M., Dzikiewicz-Sapiecha H., Henschke J., Jagielak J., Koczyński A., Mamont-Cieśla: *Radiologiczna mapa Polski. Założenia i metody opracowania mapy radiologicznej kraju. Opracowanie wewn. CLOR 4/88/Z-II, Warszawa — październik 1988.*
- [Bi-90] Biernacka M., Dzikiewicz-Sapiecha H., Henschke J., Jagielak J., Koczyński A., Polzun M., Sosińska A., Baranowski M., Jankowski R.: *Radiologiczna mapa Polski, Opracowanie wewn. CLOR 7/90/Z-II, Warszawa — listopad 1990.*
- [Ge-83] Gesell T.F.: *Background atmospheric radon-222 concentrations outdoors and indoors, Health Physics, 1983*
- [Pa-89] Paschoa A.S., Pinho R.R., Binns D.A.C.: *Monitoring radon and environmental gamma radiation indoors and outdoors at PUC/RI, Brasil, Proceedings of the International Workshop on: Radon Monitoring in Radioprotection, Environmental Radioactivity and Earth Sciences, ICTP, Trieste, Italy, April 3-14, 1989.*
- [UN-82] UNSCEAR 1982 Report, *Ionizing Radiation; Sources and Biological Effects, United Nations, New York, 1982.*

M. Biernacka, J. Henschke, J. Jagielak: Radiological map of Poland

The results of many year investigations carried out in CLOR are given in this paper. On the base of these results the first radiological map of Poland was made. It presents territorial distribution of:

- natural radionuclides concentration in soil,
- coming from the Chernobyl accident Cs-134 and Cs-137 concentration in soil,
- background gamma dose rate,
- radon-222 concentration in air.

W artykule omówiono ogólnie jakie elementy zapewnienia jakości i w jakim okresie budowy EJ „Żarnowiec” były przedmiotem szczególnego zainteresowania dozoru jądrowego. Zawarte informacje stanowią ilustrację działań dozoru jądrowego w zakresie zapewnienia jakości w odniesieniu do wszelkich poczynań związanych z wykorzystaniem energii jądrowej.

Janusz Włodarski

Wymagania i inspekcje dozoru jądrowego dotyczące zapewnienia jakości w Elektrowni Jądrowej „Żarnowiec”

1. Wstęp

W połowie 1989 r. bank wstrzymał finansowanie budowy Elektrowni Jądrowej „Żarnowiec”, a w grudniu tegoż roku Rząd postanowił wstrzymać budowę elektrowni na okres jednego roku (1990). We wrześniu 1990 r. Rząd podjął uchwałę o postawieniu tej inwestycji w stan likwidacji. W grudniu 1990 r. ukazało się zarządzenie nr 74/Org/91 Ministra Przemysłu w sprawie likwidacji przedsiębiorstwa państwowego » EJ „Żarnowiec w budowie «, będące aktem wykonawczym do wspomnianej uchwały.

Podane niżej informacje dotyczące wymagań i inspekcji dozoru jądrowego w zakresie zapewnienia jakości (ZJ) w EJ „Żarnowiec” odnoszą się do okresu poprzedzającego powyższe fakty. Stanowią one jednak ilustrację działań dozoru jądrowego w zakresie zapewnienia jakości we wszelkich poczynaniach związanych z wykorzystaniem energii jądrowej. Przedstawione informacje i wymagania dotyczące zapewnienia jakości mogą być stosowane również w działaniach innych niż wykorzystanie energii jądrowej.

Kraje rozwijające energetykę jądrową i importujące technologię jądrową stosowały się zazwyczaj do wymagań bezpieczeństwa jądrowego i ochrony radiologicznej (bjior) obowiązujących w kraju dostawcy. W ten sposób spotykały się one ze stawianymi w krajach eksportujących wymaganiami zapewnienia jakości. W Polsce, dla której dostawcą technologii był ZSRR, także obowiązywała zasada spełniania wymagań przepisów i norm radzieckich (Zarządzenie nr 21 Ministra Górnictwa i Energetyki z 16 listopada 1985 r.), z tym że wymagania te nie obejmowały ZJ.

W Polsce wymagania dotyczące stosowania systemu ZJ zostały postawione przez dozór jądrowy, jeszcze przed decyzją o budowie EJ „Żarnowiec”. Ze względu na brak krajowych wymagań dotyczących ZJ, dozór jądrowy przyjął zasadę, że do czasu ich opracowania w swoich ocenach przygotowania i wdrażania przedsięwzięć związanych z ZJ, na wszystkich etapach procesu licencjonowania, kierować się będzie wytycznymi i zaleceniami zawartymi w dokumentach Międzynarodowej Agencji Energii Atomowej (MAEA) — Code of Practice 50-C-QA „Quality Assurance for Nuclear Power Plants” i związanych z tym kodem dokumentach serii Safety Guides-SG-QA*.

* O dokumentach Międzynarodowej Agencji Energii Atomowej dotyczących zapewnienia jakości obiektów jądrowych pisaliśmy w Biuletynie nr 2/89.

2. Program Zapewnienia Jakości

Zgodnie z zasadami procesu licencjonowania obiektów jądrowych — które to zasady ustawa „Prawo Atomowe” usankcjonowała, ale które de facto istniały i były stosowane w Polsce jeszcze przed jej wejściem w życie — Inwestor EJ „Żarnowiec” występując o zezwolenie na budowę, przedstawił wraz z dokumentacją bezpieczeństwa także swój Program Zapewnienia Jakości (PZJ In), opiniowany przez specjalistów z PAA i CLOR przewidzianych do wykonywania w przyszłości zadań dozorowych.

Należy podkreślić wagę jaką dozór jądrowy przykłada do prawidłowego spełniania wymagania dotyczącego przedkładania na każdym etapie procesu licencjonowania przez występującego o zezwolenie Programu Zapewnienia Jakości. Program ten powinien „udowodnić”, że wszystkie działania podczas lokalizacji, projektowania, wytwarzania i budowy, rozruchu, eksploatacji oraz wycofania z eksploatacji prowadzone będą zgodnie z wymaganiami, normami i przepisami dotyczącymi bezpieczeństwa jądrowego i ochrony radiologicznej, a tym samym pozwolić na uzyskanie niezbędnego przekonania, że jakość usług, prac i urządzeń będzie odpowiednia.

Działalność kontrolna dozoru jądrowego, w tym także w zakresie zapewnienia jakości, jest procesem ciągłym prowadzonym na wszystkich etapach życia obiektu jądrowego. Na każdym z tych etapów zakresy kontroli dozoru jądrowego są różne.

W porównaniu z innymi etapami, w czasie budowy obiektu jądrowego na ogół pojawiają się czynniki powodujące, że opracowanie i wdrożenie Programu Zapewnienia Jakości jest trudniejsze niż podczas innych etapów. Czynniki te to m.in. zakresy i różnorodność prowadzonej działalności, liczba organizacji i osób zaangażowanych w tę działalność oraz fakt, że prace na tym etapie są wykonywane przez pracowników w dużej części zatrudnionych tymczasowo. Czynniki te powodują, że tym bardziej konieczne jest zagwarantowanie przez wdrożenie PZJ — planowego, systematycznego i skoordynowanego prowadzenia prac budowlano-montażowych oraz odpowiednich metod weryfikacji by zapewnić osiągnięcie wymaganej dla obiektów jądrowych jakości.

Program Zapewnienia Jakości poddawany jest przeglądowi i ocenie przed i po wydaniu odpowiedniego zezwolenia, a jeśli okaże się to konieczne, formułowane są odpowiednie warunki do zezwolenia.

3. Warunki Zezwolenia na budowę EJ „Żarnowiec” w zakresie zapewnienia jakości

Wydane przez Prezesa PAA 11 listopada 1985 r. Zezwolenie z punktu widzenia bezpieczeństwa jądrowego i ochrony radiologicznej na realizację pierwszego etapu EJ „Żarnowiec” zawierało szereg warunków, które Inwestor obiektu zobowiązany był spełnić w czasie budowy. Odnosnie Zapewnienia Jakości warunki te wymagały aby Inwestor:

- opracował i przedłożył PAA w terminie do dnia 31 marca 1986 r. Program Zapewnienia Jakości budowy EJ „Żarnowiec”, uwzględniający Programy Zapewnienia Jakości Inwestora, Generalnego Projektanta, Generalnego Dostawcy i Generalnego Wykonawcy,
- prowadził swoją działalność zgodnie z zaakceptowanym przez PAA Programem Zapewnienia Jakości budowy EJ „Żarnowiec”, o którym była wyżej mowa oraz dopilnował realizacji programów zapewnienia jakości przez Generalnego Projektanta (GP), Generalnego Wykonawcę (GW) i Generalnego Dostawcę (GD),
- podporządkował własną służbę zapewnienia jakości bezpośrednio dyrektorowi EJ „Żarnowiec” oraz spowodował, aby służby zapewnienia jakości jednostek uczestniczących w procesie budowy miały rangę organizacyjną, zapewniającą ich niezależne działania,
- spowodował aby programy zapewnienia jakości poszczególnych projektantów, wykonawców i dostawców przystępujących do realizacji prac przy budowie EJ „Żarnowiec” były opracowane, zatwierdzone i wdrożone zgodnie z wytycznymi zawartymi w programach zapewnienia jakości Inwestora i odpowiednio GP, GW i GD.

Spełnienie tych warunków ułatwiał fakt, że Inwestor uprzednio opracował „Założenia Systemu Zapewnienia Jakości dla EJ „Żarnowiec”. Dokument ten został zaopiniowany i zaakceptowany przez Państwową Agencję Atomistyki oraz zatwierdzony przez ówczesnego Ministra Górnictwa i Energetyki.

Dozór jądrowy skrupulatnie kontrolował terminowe spełnienie powyższych warunków. Wymagane programy zostały opracowane i przedłożone dozorowi jądrowemu, który je przeanalizował a następnie zaakceptował. Należy tu zaznaczyć, że czynności te zostały dokonane przed przystąpieniem do wykonywania płyty fundamentowej pod budynek główny reaktorów.

4. Dozorowe kontrole zapewnienia jakości

Wdrożenie i realizacja powyższych Programów były przez dozór jądrowy sprawdzane przede wszystkim w czasie inspekcji. Dozór jądrowy przeprowadzał w EJ „Żarnowiec” ok. 10–12 inspekcji rocznie. Niektóre z nich całkowicie, a pozostałe częściowo, poświęcone były zagadnieniom ZJ. W Biuletynie nr 1–1989, w artykule „Rola dozoru jądrowego i zakres jego działania” opisane zostały techniki i metody inspekcji prowadzone przez dozór jądrowy. Podane tam informacje odnoszą się także do dozorowych kontroli wdrożenia i realizacji PZJ-ów. Kontrole te dotyczyły przede wszystkim Inwestora jako posiadacza zezwolenia na budowę.

Analizując przedmiot i zakres powyższych kontroli prowadzonych od kilku już lat, można powiedzieć, że dotyczyły one pewnych stałych (tzn. będących zawsze przedmiotem zainteresowania dozoru jądrowego) elementów wymagań ZJ oraz takich, których intensywność występowania zmieniała się w zależności od postępu prac na budowie, a także od wzrostu świadomości o celowości stosowania PZJ. Do stałych elementów, na których koncentrowało się zainteresowanie dozoru jądrowego, należy zaliczyć:

- organizację i zarządzanie,
- prowadzenie i kontrolę dokumentów,
- postępowanie z uchybieniami jakości i podejmowanie działań korygujących,
- kontrole rewizyjne zewnętrzne i wewnętrzne,
- kontrole procesów.

Powyższe elementy nie zostały wybrane przypadkowo. Doświadczenia dozoru jądrowego wykazały, że szczególnie na etapie budowy stanowią one podstawę, na której opiera się wdrażanie kolejnych wymagań zapewnienia jakości.

4.1. Organizacja i zarządzanie

Udokumentowana struktura organizacyjna, w której dokładnie określono zakresy odpowiedzialności, poziomy kompetencji, sieć wewnętrznego i zewnętrznego obiegu informacji, ma zasadnicze znaczenie w realizowaniu wymagań ZJ. Szczególnie w przypadku struktur wieloorganizacyjnych istotne jest jednoznaczne określenie zakresów odpowiedzialności każdej organizacji, wzajemnych powiązań i zależności między nimi.

Wielokrotnie potwierdziło się przekonanie, iż zapewnienie jakości jest narzędziem zarządzania. Z kolei właściwe zarządzanie ma decydujące znaczenie w tworzeniu jakości obiektu jądrowego na każdym etapie jego istnienia. Spełnienie wymagań zapewnienia jakości wprowadza ład w zarządzaniu, sprawia, że wypełnia ono swoje zadania. Prawidłowe zarządzanie nosi w sobie wszystkie elementy zapewnienia jakości. Odpowiedzialne zarządzanie wymaga jasnego wytyczenia celów i sposobów działania, określenia odpowiedzialności i współzależności wykonujących te działania oraz kontrolowania procesu osiągnięcia tych celów. Brak opracowania i efektywnego wdrożenia Programu Zapewnienia Jakości jest poważnym błędem w zarządzaniu i może doprowadzić do istotnych problemów z jakością w projektowaniu, wytwarzaniu materiałów i urządzeń oraz budowie a następnie eksploatacji obiektów jądrowych.

Z takimi problemami zetknięto się na budowie wielu elektrowni jądrowych. Analiza awarii w Czarnobylu wykazała, że jedną z głównych jej przyczyn był brak efektywnego Programu Zapewnienia Jakości eksploatacji.

W krajach rozpoczynających rozwijanie energetyki jądrowej szczególne znaczenie ma kompetentne zarządzanie na wszystkich szczeblach i odpowiednia organizacja, prowadzące do osiągnięcia celu jakim jest bezpieczeństwo eksploatacji wybudowanego obiektu. Wdrożenie odpowiedniego programu zapewnienia jakości stanowi integralną część tego wymagania.

Błędy zarządzania, polegające na nieefektywnym lub niewłaściwym wdrożeniu PZJ uważane są za źródło wszelkich problemów związanych z jakością w budowie i eksploatacji obiektu jądrowego, co w sposób oczywisty rzutuje na jego bezpieczeństwo.

Jednym z przykładów takich błędów może być niewłaściwe podporządkowanie komórek służby ZJ w schemacie organizacyjnym zarządzania. Po to by służba ZJ mogła właściwie spełniać swoje funkcje i być skutecznym narzędziem zarządzania musi mieć odpowiednio wysoką rangę, a jej kompetencje na tyle szerokie by swym działaniem mogła objąć całokształt problemów zapewnienia jakości w poszczególnych etapach życia obiektu.

Dozór jądrowy wymaga, aby osoby (organizacje) pełniące funkcje w dziedzinie zapewnienia jakości podlegały kierownictwu odpowiednio wysokiego szczebla. Ma to na celu nadanie wymaganego zakresu kompetencji i swobody organizacyjnej, a jednocześnie uniezależnienie się od uwarunkowań ekonomicznych (kosztownych) i terminowych.

Jak już wspomniano, szczególnie etap budowy wymaga współdziałania wielu przedsiębiorstw. Istotnym problemem staje się wyegzekwowanie spełnienia wymagań ZJ „na stykach” działania stron uczestniczących w danym przedsięwzięciu. Właściwe ustawienie pod względem organizacji i kompetencji służby zapewnienia jakości posiadacza zezwolenia jest zazwyczaj bardzo pomocne kierownictwu w rozwiązywaniu tego typu problemów.

4.2. Prowadzenie i kontrola dokumentów

Rozważając następne stałe elementy ZJ, będące najczęstszym przedmiotem zainteresowania dozoru jądrowego należy stwierdzić, iż ustanowienie kontroli sporządzania, opiniowania, zatwierdzania, wydawania oraz obiegu dokumentów o istotnym znaczeniu dla wykonania i weryfikacji prac ma na celu zapewnienie właściwym osobom lub organizacjom dostępu do stosownych i prawidłowych dokumentów. Także wszelkie zmiany wprowadzane do istotnych z punktu widzenia bjiór dokumentów powinny być opiniowane i zatwierdzane przez te same organizacje, które dokonały opiniowania i zatwierdzania dokumentu pierwotnego.

Niewłaściwe dokumenty są zawsze źródłem licznych, nieraz trudnych do usunięcia błędów, dlatego tak ważne jest stworzenie właściwych warunków do kontrolowanego obiegu wszelkich istotnych dokumentów.

4.3. Uchybienia jakości

We wstępnym etapie wdrażania PZJ (lub jak czasami mówimy — wymagań ZJ) często występują tzw. uchybienia jakości czyli uchybienia we własnościach elementu, dokumentacji lub procedurach. Powodują one, że jakość elementu (urządzenia, systemu) jest niezadowolająca lub nie można jej określić. Właściwie opracowane i wdrożone odpowiednio wcześniej procedury, pozwalające wykryć oraz usunąć uchybienia a w przypadkach poważnych naruszeń jakości pozwalające sięgnąć do głęboko nawet ukrytych przyczyn, dają dość szybko pożądany efekt i przyzwyczajają do odpowiedniego reagowania na zauważone nieprawidłowości.

4.4. Kontrole rewizyjne

Kontrole rewizyjne zewnętrzne i wewnętrzne, definiowane jako udokumentowana działalność wykonywana poprzez badanie, analizę i ocenę obiektywnych świadectw, mające na celu stwierdzenie zgodności z ustalonymi procedurami, instrukcjami, wymaganiami, zasadami, normami, programami administracyjnymi i eksploatacyjnymi, innymi stosowanymi dokumentami oraz stwierdzające skuteczność ich wdrażania i stosowania, są ważnym narzędziem posiadacza zezwolenia umożliwiającym mu kontrolę kontrahentów. Właściwe prowadzenie tych kontroli przez posiadacza zezwolenia pozwala na weryfikację spełnienia wszystkich aspektów PZJ i stwierdzenia efektywności tego programu.

Dozór jądrowy uważa, że kontrole rewizyjne mają ogromne znaczenie, gdyż są instrumentem pozwalającym sprawdzić, w jaki sposób w praktyce wprowadzane są PZJ, a tym samym czuć nad właściwym przeprowadzaniem czynności wpływających na jakość wyrobów i usług. W przypadku EJ „Żarnowiec” dozór jądrowy niejednokrotnie był inicjatorem tych kontroli, proponował ich zakres oraz zalecał zagadnienia, które powinny być przedmiotem kontroli, wnikliwie analizował ich wyniki oraz sprawdzał wykonanie zaleceń pokontrolnych. W większości kontroli rewizyjnych zewnętrznych, prowadzonych przez Inwestora, dozór jądrowy uczestniczył jako obserwator. Udział ten pozwalał nie tylko na sprawdzenie wdrożenia PZJ w kontrolowanej instytucji, ale także umożliwiał ocenę przygotowania i podejścia przedstawicieli Inwestora do zagadnień będących przedmiotem kontroli.

4.5. Kontrola procesów

Wszelkie wpływające na jakość procesy stosowane w lokalizacji, projektowaniu, budowie, wytwarzaniu, rozruchu i eksploatacji obiektu jądrowego powinny być kontrolowane zgodnie z określonymi wymaganiami. Powinny być objęte odpowiednim nadzorem, prowadzonym przez wykwalifikowany personel, przy zastosowaniu odpowiednich procedur i urządzeń. W przypadku budowy, wytwarzania czy montażu chodzi zwłaszcza o tzw. specjalne procesy o szczególnym znaczeniu dla jakości, takie jak: przygotowanie i układanie betonu, spawanie, mycie, obróbka termiczna, kontrola za pomocą badań nieniszczących itp.

W kontroli procesów, podobnie jak w realizacji wielu innych wymagań zapewnienia jakości, sprawą podstawową jest poprawne wprowadzenie w życie procedur i instrukcji. W czasie kontroli inspektor dozoru jądrowego poddaje przeglądowi (z punktu widzenia kompletności i wystarczalności) procedury i instrukcje stosowane w dziedzinie lub

działalności objętej inspekcją. Jednak istnienie wymaganych procedur lub instrukcji stanowi tylko pierwszy etap zainteresowania inspektora. Kolejnym etapem jest poszukiwanie dowodów wdrożenia procedury. Robi się to zwykle za pomocą dozoru bezpośredniego. Dozór bezpośredni jest definiowany jako czynności polegające na pomiarach lub obserwacjach służących do sprawdzenia, czy wyrób lub działalność spełniają określone wymagania.

Inspektor dozoru jądrowego wrywkowo wybiera niektóre z czynności wchodzących w zakres kontroli dozorowej, aby (będąc obecnym przy ich wykonywaniu lub obserwując je) stwierdzić bezpośrednio, czy działania te są prowadzone zgodnie z określonymi wymaganiami. Gdy bezpośrednie obserwowanie określonej czynności jest niemożliwe, kontrolowane są protokoły (świadectwa jakości) dokumentujące jej jakość.

W przypadku EJ „Żarnowiec” inspektorzy dozoru jądrowego wielokrotnie stosowali metodę dozoru bezpośredniego, przede wszystkim robót budowlanych i prac mechanicznych. Kontrolowano stosowanie procedur przygotowania, układania i kontroli mieszanki betonowej w czasie wykonywania płyty fundamentowej i wypełnianie tzw. przestrzennych bloków zbrojeniowych (PBZ). Kontrolowano układanie poziomej i pionowej bitumicznej izolacji wodoszczelnej. Wrywkowo, dozоровано bezpośrednio montaż zbrojenia, wykonywanie czasowych zabezpieczeń antykorozyjnych, montaż rusztów i wykładzin ze stali węglowej i austenitycznej, montaż zbiorników ścieków aktywnych i kanalizacji specjalnej. Zakres robót mechanicznych dozоровanych bezpośrednio lub przez kontrolę radiogramów, a także innych świadectw kontroli nieniszczącej zwiększył się, gdy rozpoczęto montaż elementów strefy hermetycznej.

4.6. Faza rozpoczęcia budowy

W początkowym okresie obowiązywania PZJ w EJ „Żarnowiec” w budowie oprócz powyższych elementów, szczególnie nacisk kładziono na:

- kontrolę zamówień, w tym przede wszystkim na uznanie gotowości uczestników przystępujących do wykonywania robót na budowie, producentów urządzeń i materiałów oraz prowadzenie kontroli wejściowej dostaw,
- kwalifikacje personelu zarówno Inwestora jak i jego głównych kontrahentów,
- znajomość i stosowanie wymagań PZJ w różnych komórkach organizacyjnych Inwestora,
- kontrolę projektowania.

W omawianym okresie budowy wybór powyższych elementów ZJ jako szczególnie ważnych dla dozoru jądrowego wynikał z rosnącej liczby przedsiębiorstw biorących udział w budowie oraz coraz szerszego zakresu prowadzonych prac.

Uznanie gotowości oznacza pozytywną opinię o poziomie przygotowania technicznego, organizacyjnego i kadrowego danego zakładu produkcyjnego lub przedsiębiorstwa wykonawczego do udziału w realizacji EJ „Żarnowiec” wg kryteriów i zasad określonych przez Inwestora. Obowiązek wykazania tej gotowości spoczywał na wszystkich uczestnikach realizacji EJ „Żarnowiec”, których działalność związana była z wytwarzaniem i montażem maszyn, urządzeń i wyposażenia technologicznego oraz aparatury kontrolno-pomiarowej, dostawą materiałów i półwyrobów, a także wykonawstwem robót budowlano-montażowych, mających istotne znaczenie dla bezpieczeństwa jądrowego i ochrony radiologicznej tj. zaliczonych do pierwszej, drugiej lub trzeciej klasy bezpieczeństwa jądrowego. Klasyfikacji tej dokonano, zgodnie z zaleceniem dozoru jądrowego, opierając się na wytycznych zawartych w dokumencie MAEA 50-SG-D1 „Funkcje bezpieczeństwa i klasyfikacja urządzeń, systemów, budowli...”

Do pierwszej klasy bezpieczeństwa jądrowego zostały zaliczone urządzenia pełniące najważniejsze funkcje w systemie bezpieczeństwa jądrowego elektrowni, którym stawiane są najwyższe w energetyce jądrowej wymagania jakościowe. Do dalszych klas zaliczono urządzenia o mniejszym znaczeniu dla bjiór, w stosunku do których mały też stopniowo wymagania jakościowe — aż do poziomu klasy czwartej, oznaczającej najwyższy poziom jakościowy obowiązujący w budownictwie elektrowni konwencjonalnych. Podział urządzeń, układów i konstrukcji oraz obiektów budowlanych na klasy jakości związane z klasami bezpieczeństwa opracowany został przez Generalnego Projektanta (GP) — BSiPE „Energoprojekt”. Zróznicowane w zależności od klasy jakości ogólne wymagania jakościowe zawarte zostały w opracowanych przez GP Projektowych Wymaganiach Jakości (PWJ) oraz uściślone przy opracowywaniu Warunków Technicznych Wykonania i Odbioru (WTWiO).

W procesie uznawania gotowości, w zależności od klasy jakości urządzenia, układu, konstrukcji czy obiektu budowlanego, do realizacji którego przystępowało dane przedsiębiorstwo, zróznicowane były wymagania w zakresie przygotowania technicznego, organizacyjnego i kadrowego. Dozór Jądrowy uczestniczył wielokrotnie jako obserwator, w kontrolach prowadzonych przez Inwestora w procesie uznawania gotowości. W czasie dozоровych kontroli ZJ inspektorzy wnikliwie sprawdzali dokumenty związane z uznaniem gotowości oraz realizację ewentualnych zaleceń Inwestora.

Kontrola wejściowa oznacza ocenę stanu technicznego i jakości dostarczonych materiałów, konstrukcji, maszyn i urządzeń wraz z towarzyszącą dokumentacją. Kontrola taka miała szczególne znaczenie w przypadku oceny jakości elementów z importu, które nie zostały, z różnych przyczyn, odebrane u producenta. Dozór jądrowy oceniał procedurę kontroli wejściowej (KW) stosowaną przez Generalnego Dostawcę (GD), współpracę Inwestora i GD w odniesieniu do KW, jak również poprawność pod względem merytorycznym i formalnym (akceptacja Inwestora) Programu Kontroli Wejściowej (PKW), a więc podstawowego dokumentu, na bazie którego przeprowadza się kontrolę wejściową urządzeń, konstrukcji, maszyn i materiałów.

Kwalifikacje personelu Inwestora i jego głównych kontrahentów, jak również znajomość i stosowanie wymagań PZJ oceniano wrywkowo praktycznie w czasie wszystkich dozorowych kontroli ZJ, opierając się przede wszystkim na rezultatach prowadzonych prac i wywiadach z personelem.

Kontrola projektowania ma na celu zapewnienie, że stosowane wymagania dotyczące projektu — takie jak wymagania dozoru jądrowego, założenia projektowe, przepisy i normy są prawidłowo wprowadzone w warunkach technicznych, rysunkach, procedurach i instrukcjach. Także wszelkie zmiany w projekcie powinny podlegać takim samym przedsięwzięciom kontroli projektowania jak stosowane wobec oryginalnego projektu.

Kontrola projektowania EJ „Żarnowiec” prowadzona była na wielu poziomach. Przede wszystkim GP zobowiązany był, podobnie jak inni uczestnicy realizacji EJ „Żarnowiec”, do opracowania i wdrożenia swojego PZJ opartego, zgodnie z zaleceniami dozoru jądrowego na wymaganiach MAEA.

W strukturze GP powstała służba ZJ odpowiedzialna za opracowanie i wdrożenie PZJ GP, jak również za kontrolę powiązań organizacyjnych GP z innymi jednostkami wykonującymi prace projektowe. Inwestor przeprowadzał u GP kontrole rewizyjne, w których jak już poprzednio powiedziano uczestniczył dozór jądrowy. Dokumentacja projektowa była sprawdzona, a następnie zwolniona do realizacji zgodnie z ustaloną przez Inwestora procedurą. Wdrożenie tej procedury i efekty jej stosowania były wielokrotnie kontrolowane w czasie rutynowych inspekcji dozorowych ZJ prowadzonych u Inwestora. Ze względu na wyjątkowo skomplikowany proces projektowania EJ „Żarnowiec” (powiązania z organizacjami projektowymi radzieckiego dostawcy technologii) dozór jądrowy w zezwoleniu na budowę postawił dodatkowe warunki.

4.7. Faza zaawansowania budowy

W czasie, gdy na budowie EJ „Żarnowiec” trwały zaawansowane roboty budowlane i przygotowywano się do rozpoczęcia prac montażowych, a wyniki kontroli dozorowych z jednej strony wykazywały pewne sukcesy we wdrażaniu PZJ, z drugiej jednak ujawniły szereg niedociągnięć, trudności i uchybień, dozór jądrowy skoncentrował swoje zainteresowanie na:

- wyegzekwowaniu wykonywania przez dyrekcję EJ „Żarnowiec” okresowych analiz wdrożenia i efektywności PZJ,
- przechowywaniu i dostępności dokumentów jakości.

Wykonywanie analiz i ocen efektywności PZJ pod bezpośrednim nadzorem kierownictwa najwyższego szczebla ma duże znaczenie w skutecznym usuwaniu zidentyfikowanych uchybień oraz daje zupełnie nowe możliwości zarządzania.

Dokumenty jakości stanowią obiektywne świadectwo jakości elementów oraz działalności wpływającej na jakość i obejmują wyniki opiniowania, inspekcji, testów, kontroli rewizyjnych, bieżącego sprawdzania wykonawstwa prac, analiz, kontroli materiałów itp. Dozór jądrowy wymaga wdrożenia, na podstawie pisemnych procedur i instrukcji, systemu dokumentacji ZJ, na który składają się: identyfikacja, zbieranie, oznaczanie, przechowywanie, używanie i dysponowanie. System ten wymaga utrzymania wystarczającej ilości dokumentów dla stworzenia świadectw działalności wpływającej na jakość i opisanie wyjściowych warunków przedeksploatacyjnych. Świadectwa powinny dokumentować poziom osiągniętej jakości, jak również stanowić bazę wyjściową do różnych poczynań w okresie eksploatacji. Dlatego też dozór jądrowy wymaga, aby były one przechowywane przez odpowiedni okres czasu, w sposób umożliwiający szybki dostęp do potrzebnego dokumentu. Zaleca się dokonanie podziału na świadectwa stałe, przechowywane przez cały okres istnienia obiektu oraz niestałe, przechowywane w okresie odpowiednio krótszym. W czasie trwania szerokiego frontu robót w EJ „Żarnowiec” ilość dokumentów jakości gwałtownie wzrosła, a ich zbieranie zaczęło nastroczać szereg trudności. Dlatego też, w tym okresie dozór jądrowy zwrócił szczególną uwagę na system dokumentacji zapewnienia jakości.

Należy wyjaśnić, że kontrolowanie wykonania ww. czynności prowadzono głównie w odniesieniu do Inwestora, choć oczywiście niektóre z tych czynności wykonywali jego generalni kontrahenci. Niemniej jednak za bezpieczeństwo jądrowe i ochronę radiologiczną podczas budowy obiektu odpowiedzialny jest Inwestor, dlatego też nawet w czasie wywiadów z pracownikami pozostałych uczestników, czy kontroli dokumentów jakości

powstających lub przechowywanych tymczasowo poza Inwestorem — uczestniczyli zwykle jego przedstawiciele. Należy jednakże zaznaczyć, że zgodnie z ustawą „Prawo Atomowe” dozór jądrowy ma prawo kontrolowania w zakresie bezpieczeństwa jądrowego i ochrony radiologicznej wszystkich uczestników, biorących udział w realizacji obiektu jądrowego.

5. Trudności napotymane w praktyce we wdrażaniu PZJ w EJ „Żarnowiec”

Poniżej przedstawiono kilka przykładów problemów oraz uchybień jakości, na jakie dozór jądrowy natrafił wykonując bezpośrednio kontrole dozorowe lub uczestnicząc w charakterze obserwatora w kontrolach rewizyjnych prowadzonych przez Inwestora.

W początkowym okresie budowy służba ZJ Inwestora nie miała odpowiednich kompetencji, co wynikało z faktu nie podporządkowania jej bezpośrednio Dyrektorowi. Podobną sytuację zaobserwowano w strukturach organizacyjnych kilku innych uczestników budowy EJ „Żarnowiec”. W tym okresie budowy, użyteczność ZJ jako narzędzia zarządzania nie była jeszcze przez kierownictwo doceniana.

Inny problem, chociaż częściowo związany z wymienionym powyżej, zidentyfikowano w działalności służby ZJ Generalnego Dostawcy. Działalność ta nie obejmowała wszystkich czynności GD, istotnych z punktu widzenia bezpieczeństwa jądrowego i ochrony radiologicznej; na przykład, kontrola wejściowa dostaw nie była objęta zapewnieniem jakości i zlikwidowanie tego uchybienia wymagało wielu starań zarówno Inwestora jak i dozoru jądrowego.

Stwierdzono trudności w realizacji harmonogramu wewnętrznych kontroli rewizyjnych w organizacji Inwestora. Zaskakujący dla dozoru jądrowego był fakt, że przeciwnikiem tych kontroli byli niektórzy przedstawiciele wysokiego szczebla zarządzania, traktujący je jako zbędne formalności.

Występowały również problemy w realizacji kryterium ZJ dotyczącego kontroli dokumentów. Wynikały one ze skomplikowanej struktury organizacyjnej całego przedsięwzięcia i dużej liczby uczestników. Problemy te — natury formalnej — spowodowane były stosowaniem wadliwej procedury, a dotyczyły opiniowania, akceptacji i dys-trybucji dokumentów.

Zagadnienie właściwego przechowywania i dostępności dokumentów ZJ było w początkowym okresie niedoceniane. Sytuacja uległa zmianie, gdy liczba ich zaczęła gwałtownie rosnąć. Zmusiło to Inwestora do rozwiązania tego problemu.

Kontrola uchybień jakości była przez dozór jądrowy zawsze traktowana z uwagą. Szereg zastrzeżeń budziło wprowadzanie akcji korygujących. Właściwa analiza przyczyn nie była przez Inwestora prowadzona. Postępowanie z uchybieniami jakości ograniczało się najczęściej do naprawy lub separacji wadliwego elementu.

Warto jeszcze zwrócić uwagę na pewien specyficzny problem natury raczej ogólnej. Od początku w większości działań, wpływających na jakość EJ „Żarnowiec” a realizowanych w Polsce uwzględniano wymagania ZJ, oparte na wytycznych MAEA. Jednakże przedsięwzięcie jakim była EJ „Żarnowiec” realizowane było we współpracy z krajami dawnej RWPG. W krajach tych występowały istotne różnice w podejściu do zagadnień zapewnienia jakości jak również czasami nie stosowały one ZJ w sensie dokumentów NUSS MAEA (Nuclear Safety Standards). Było to przyczyną ogromnych trudności w wyegzekwowaniu stosowania zasad ZJ od zagranicznych dostawców.

W artykule podjęto próbę przedstawienia w bardzo ogólnym ujęciu jakie elementy ZJ i w jakim czasie budowy EJ „Żarnowiec” były przedmiotem szczególnego zainteresowania dozoru jądrowego. Istotne jest jednak, aby zwrócić uwagę czytelnika, iż sprawdzenie stosowania każdego z 12 kryteriów ZJ opisanych w dokumencie MAEA 50-C-QA „Zapewnienie jakości siłowni jądrowych” (patrz także Biuletyn nr 2 — 1989, Zapewnienie jakości obiektów jądrowych) nie zostało pominięte w dozorowych kontrolach zapewnienia jakości. Stosowanie tych kryteriów w zależności od potrzeb, było z różną intensywnością i w różnym stopniu kontrolowane.

J. Włodarski: Regulatory requirements and inspections concerning quality assurance in „Żarnowiec” NPP.

This paper describes in general way which Quality Assurance (QA) elements and during which periods of NPP „Żarnowiec” were of particular interest for regulatory body (RB). The information contained here give an illustration of RB activities in the QA area, applied to all activities related to nuclear energy application.

Tłumacz — znany specjalista w dziedzinie ochrony radiologicznej — przedstawia najważniejsze zalecenia z nowego dokumentu Międzynarodowej Komisji Ochrony Radiologicznej: ICRP-60 (1990).

Tadeusz Niewiadomski

Zalecenia ICRP-60.

(Tłumaczenie punktów najważniejszych dla użytkowników źródeł promieniowania)

Słowo od tłumacza

W listopadzie 1990 r. Międzynarodowa Komisja Ochrony Radiologicznej (ICRP) zatwierdziła ostateczny tekst zaleceń aktualizujących poprzedni dokument z 1977 r. (ICRP-26). Punktem wyjścia nowych zaleceń były dane świadczące, że niektóre rodzaje ryzyka związanego z promieniowaniem jonizującym są około trzy razy większe niż oceniano poprzednio. Najważniejsze zmiany, które z tego powodu wprowadzono, to obniżenie limitu dawki (w polskiej nomenklaturze dawki granicznej) dla osób zatrudnionych w warunkach narażenia na promieniowanie jonizujące i dla ogółu ludności. Komisja zaostrzyła zasady uzasadniania praktyk i optymalizacji ochrony radiologicznej. Komisja wprowadziła zmiany nazw kilku wielkości, które były dotychczas zbyt długie. Najważniejsze z nich to: **dawka równoważna**, **dawka skuteczna**, i **obciążająca dawka skuteczna**. W miejsce współczynnika jakości Q we wzorze do obliczania dawki równoważnej wprowadzono czynnik wagowy promieniowania w_R , oraz określono nowe wartości czynnika wagowego tkanki w_T . Ustalono również nazwę **skutki deterministyczne** (poprzednio niestochastyczne) oraz **skutki dziedziczne** (poprzednio genetyczne).

Zalecenia są bardzo obszerne (ponad 300 stron maszynopisu) i towarzyszy im skrót zawierający najważniejsze z nich. Poniżej przedstawiono tłumaczenie tego skrótu. Opuszczono w nim rozdziały: „Ekspozycja potencjalna” (S43-S45), „System ochrony w interwencjach” (S46), „Interwencja po wypadkach” (S49, S50) — jako zbyt specjalistyczne i mniej ważne dla ogółu użytkowników źródeł promieniowania. Opuszczono również króciutki ostatni rozdział: „Praktyczne zastosowania” (S51), będący bardzo ogólnym streszczeniem rozdziału 7 zaleceń. Dokonano również bardzo nieznacznych skrótów w niektórych punktach.

Tłumacz stanął przed koniecznością przekładu szeregu nowych zwrotów, co zrobił najlepiej jak potrafił. Brzmienie polskie tych pojęć i wielkości będzie na pewno przedmiotem dyskusji fachowców w najbliższej przyszłości.

Wstęp

(S1) Zalecenia mają być pomocne organizacjom ustawodawczym i doradczym oraz ciałom rządowym i ich personelowi specjalistycznemu. Komisja podkreśla, że do promieniowania jonizującego winno podchodzić się raczej z ostrożnością niż z obawą i że ryzyko z nim związane winno być rozpatrywane w porównaniu z innymi rodzajami ryzyka. Ochrony radiologicznej nie można prowadzić w oparciu wyłącznie o rozważania naukowe. Należy zawsze brać pod uwagę względne ważności różnych rodzajów ryzyka i wyważyć ryzyko i korzyści.

Wielkości stosowane w ochronie radiologicznej

(S2) Głównymi wielkościami dozymetrycznymi w ochronie radiologicznej są: średnia dawka pochłonięta w tkance lub narządzie D_T , jako energia pochłonięta w jednostce masy; dawka równoważna w tkance lub narządzie H_T , i dawka skuteczna E , będąca dawką równoważną ważoną przez czynniki wagowe tkanki w_T , sumowane po wszystkich tkankach. Całka po czasie z mocy dawki skutecznej występującej po wniknięciu radionuklidu nazywa się obciążającą dawką skuteczną E_t gdzie τ jest czasem

całkowania (w latach), jaki upłynął od wniknięcia. Jednostką dawki pochłoniętej jest grej (Gy) a jednostką zarówno dawki równoważnej jak i skutecznej jest siwert (Sv). Wartości czynników wagowych promieniowania i tkanki są podane w Tabelach S-1 i S-2.

Tablica S-1

Czynniki wagowe promieniowania

| Rodzaj i zakres energii | Czynnik wagowy promieniowania, w_R |
|--|--------------------------------------|
| Fotony, wszystkie energie | 1 |
| Elektrony, miony, wszystkie energie | 1 |
| Neutrony, energia < 10 keV | 5 |
| 10 keV do 100 keV | 10 |
| 100 keV do 2 MeV | 20 |
| 2 MeV do 20 MeV | 10 |
| > 20 MeV | 5 |
| Protony bez protonów odrzutu $E > 2$ MeV | 5 |
| Cząstki alfa, fragmenty rozszczepienia ciężkie jądra | 20 |

Tabela S-2

Czynniki wagowe tkanki

| Tkanka lub narząd | Czynnik wagowy tkanki w_T |
|-----------------------|-----------------------------|
| Gonady | 0,2 |
| Czerwony szpik kostny | 0,12 |
| Dwunastnica | 0,12 |
| Płuca | 0,12 |
| Zołądek | 0,12 |
| Pęcherz | 0,05 |
| Gruzoły sutkowe | 0,05 |
| Wątroba | 0,05 |
| Przełyk | 0,05 |
| Tarczycza | 0,05 |
| Skóra | 0,01 |
| Powierzchnie kości | 0,01 |
| Pozostałe | 0,05 |

(S3) Dalszą użyteczną wielkością jest kolektywna dawka skuteczna będąca iloczynem średniej dawki skutecznej w grupie i liczby osób w tej grupie. Z pewnymi zastrzeżeniami wielkość ta może być traktowana jako reprezentująca wszystkie skutki ekspozycji populacji lub grupy.

(S4) Komisja używa pojęcia „dawka” w sensie ogólnym, może więc ono być stosowane do każdej z odpowiednich wielkości dozymetrycznych. Komisja używa również słowa „ekspozycja” w sensie ogólnym w znaczeniu procesu narażenia na działanie promieniowania lub materiału promieniotwórczego.

Biologiczne aspekty ochrony radiologicznej

(S5) Promieniowanie jonizujące powoduje w napromieniowanej tkance skutki zarówno deterministyczne jak i stochastyczne. Ochrona radiologiczna ma na celu uniknięcie skutków deterministycznych, poprzez ustalenie limitów dawek poniżej progu ich występowania. Uważa się, że skutki stochastyczne mogą występować, choć z małą częstością, nawet przy najniższych dawkach i dlatego należy je uwzględnić w całym zakresie dawek.

(S6) Skutki deterministyczne wynikają z inaktywacji komórek składających się na tkankę. Jeśli dawka jest dostatecznie wysoka, straty komórek są dostatecznie duże aby zahamować funkcję tkanki. Prawdopodobieństwo wywołania takiej szkody jest zerowe przy małych dawkach, lecz powyżej pewnego poziomu dawki (progu skutku klinicznego) prawdopodobieństwo to rośnie wraz z dawką. Progi owych skutków często występują na poziomie dawek rzędu kilku Gy lub mocy dawek rzędu ułamków Gy na rok.

(S7) W Hiroshimie i Nagasaki stwierdzono wśród dzieci napromienionych w łonie matki, w krytycznym okresie 8–15 tygodnia ciąży, obniżenie ilorazu inteligencji (IQ) ze wzrostem dawki. Po dużych dawkach należy więc liczyć się ze wzrostem prawdopodobieństwa poważnego opóźnienia w rozwoju umysłowym. Przypuszcza się, że jest to efekt deterministyczny o progu związanym z najmniejszą wykrywalną zmianą ilorazu inteligencji IQ.

(S8) Skutki stochastyczne mogą wystąpić w wyniku zmian innych niż inaktywacja napromienionej komórki. Zmienione w wyniku napromienienia komórki somatyczne mogą następnie, po wieloletnim opóźnieniu, rozwinąć się w nowotwór. Istniejące wewnątrzkomórkowe mechanizmy naprawy i obrony czynią taki przebieg bardzo mało prawdopodobnym. Niemniej, prawdopodobieństwo wystąpienia raka spowodowanego promieniowaniem wzrasta ze wzrostem dawki, zapewne bezprogowo. Ostrość choroby nowotworowej nie zależy od dawki. Jeśli uszkodzenie wystąpi w komórce, której funkcją jest przekazanie informacji genetycznej następnym pokoleniom, wszystkie wyniki z tego skutki, różnego rodzaju i o różnej ostrości, ujawniają się u potomstwa napromienionej osoby. Ten rodzaj skutków nazywa się „dziedzicznymi”.

(S9) Komisja oceniając prawdopodobieństwo wystąpienia śmiertelnych przypadków raka stwierdziła, że najbardziej prawdopodobnym rodzajem odpowiedzi na dawkę promieniowania o niskim LET jest zależność liniowo — kwadratowa. Współczynnik liniowy dla dawek małych i małych mocy dawki otrzymano z oszacowań ryzyka dla dawek dużych i dużej mocy

dawki przez podzielenie przez DDREF (Dose and Dose Rate Effectiveness Factor, *czynnik skuteczności dawki i mocy dawki*) przyjęty jako równy 2. Nominalne prawdopodobieństwa śmiertelnych przypadków raka dla populacji pracującej i ogółu ludności, które nieco się różnią ze względu na większą radiowrażliwość młodych ludzi, podano w Tabeli S-3.

Tabela S-3
Nominalne współczynniki prawdopodobieństwa dla skutków stochastycznych

| Populacja | Uszczerbek (10^{-2} Sv $^{-1}$) | | | Razem |
|-------------------|-------------------------------------|-------------|----------------------------|-------|
| | Nowotwór śmiertelny | nie śmiert. | Poważne skutki dziedziczne | |
| dorośli pracujący | 4,0 | 0,8 | 0,8 | 5,6 |
| cała populacja | 5,0 | 1,0 | 1,3 | 7,3 |

(S10) Oceny poważnych skutków dziedzicznych oparto na danych doświadczalnych o skutkach genetycznych u zwierząt. Współczynniki prawdopodobieństwa tych skutków we wszystkich pokoleniach podano zarówno dla pracowników jak i ogółu ludności w Tabeli S-3.

(S11) Komisja używa zwrotu uszczerbek na zdrowiu (*detriment*) do opisu kombinacji prawdopodobieństwa wystąpienia szkodliwego skutku zdrowotnego i oceny ostrości tego skutku. Z powodu licznych aspektów uszczerbku, Komisja przyjęła wieloparametrowe ujęcie tej wielkości. Zasadnicze składowe uszczerbku to następujące wielkości stochastyczne: prawdopodobieństwo wystąpienia śmiertelnego przypadku raka jednoznacznie przypisywalnego promieniowaniu, ważne prawdopodobieństwo wystąpienia poważnych skutków dziedzicznych, oraz okres skrócenia życia w przypadku wystąpienia szkody. Wartości tak pojętego uszczerbku dla małych dawek, w stosunku do populacji pracującej jak i populacji ogólnej są podane w Tabeli S-3.

(S12) Komisja oszacowała kompleksowo również rozkład uszczerbku w narządach i tkankach. Ten rozkład kompleksowego uszczerbku między narządami, po odpowiednim zaokrągleniu reprezentuje czynnik wagowy tkanki w_T podany w Tabeli S-2.

(S13) Dawka skuteczna jest ważoną sumą dawki równoważnej we wszystkich tkankach i narządach ciała. Jest ona dana wyrażeniem:

$$E = \sum w_T H_T \quad \text{lub} \quad E = \sum w_T \sum_R w_R D_{T,R}$$

gdzie H_T jest dawką równoważną w tkance lub narządzie T, w_T jest czynnikiem wagowym tkanki T, w_R czynnikiem wagowym promieniowania a $D_{T,R}$ dawką pochłoniętą w danej tkance od danego rodzaju promieniowania.

Koncepcyjne ujęcie ochrony radiologicznej

(S14) System ochrony radiologicznej winien powodować więcej korzyści niż szkód, winien stymulować przedsięwzięcia ochronne maksymalizujące ogólne korzyści i winien powodować ograniczenie rozbieżności wynikające ze sprzeczności interesów pojedynczych osób z interesem społeczeństwa jako całości.

(S15) Niektóre formy działalności człowieka zwiększają ogólną ekspozycję na promieniowanie. Komisja nazywa te działania „praktykami”. Inne formy działalności mogą zmniejszać ogólną ekspozycję przez wpływanie na jej przyczyny. Komisja nazywa te działania „interwencjami”.

(S16) Komisja stosuje podział na trzy rodzaje ekspozycji: ekspozycję zawodową, występującą w czasie pracy i będącą skutkiem pracy; ekspozycję medyczną, będącą ekspozycją osoby związaną z diagnostyką lub leczeniem; i ekspozycję ogólną obejmującą wszystkie inne ekspozycje.

(S17) W praktykach i interwencjach często z dużą pewnością można przewidzieć, że nastąpi ekspozycja oraz przewidzieć jej wartość, w ramach określonego stopnia błędu. Czasem jednakże istnieje możliwość ekspozycji, lecz przy braku pewności, że ekspozycja ta rzeczywiście nastąpi. Komisja nazywa taki rodzaj ekspozycji „ekspozycją potencjalną”.

System ochrony w praktykach

(S18) System ochrony radiologicznej zalecany przez Komisję dla praktyk proponowanych lub już występujących oparty jest na następujących zasadach ogólnych:

- Nie wolno stosować żadnej praktyki powodującej ekspozycję dopóki nie daje ona więcej korzyści napromienianym osobom lub społeczeństwu niż przyrostu radiacyjnego uszczerbku na zdrowiu. (Uzasadnienie praktyki).
- W stosunku do każdego źródła stosowanego w ramach danej praktyki, wartość dawek indywidualnych, liczba osób napromienianych i prawdopodobieństwo wystąpienia ekspozycji, gdy nie są one pewne, winny być utrzymywane na poziomie tak niskim, jak to jest rozsądnie możliwe biorąc pod uwagę względy ekonomiczne i społeczne. Ta procedura winna być wymuszona przez ograniczenie dawek indywidualnych (rygor dawek) albo ryzyka dla osób w przypadku ekspozycji potencjalnej (rygor ryzyka), tak, by ograniczyć rozbieżności wynikające z równoczesnej oceny aspektów ekonomicznych i społecznych. (Optymalizacja ochrony).

- Ekspozycja osób wynika z kombinacji wszystkich rozpatrywanych praktyk winna podlegać limitom dawek lub kontroli ryzyka w przypadku ekspozycji potencjalnych. Celem tych ograniczeń jest upewnienie się, że żadna osoba nie zostanie narażona na ryzyko napromieniowania uznane za niedopuszczalne dla tej praktyki we wszystkich normalnych okolicznościach. (Indywidualne limity dawek i ryzyka).

System ochrony w interwencjach

(S19) System ochrony radiologicznej zalecany przez Komisję dla interwencji jest oparty na następujących zasadach ogólnych:

- Proponowana interwencja musi przynosić więcej pożytku niż szkody, to jest obniżenie uszczerbku na zdrowiu spowodowane obniżeniem dawek winno być wystarczające do uzasadnienia strat i kosztów interwencji, z uwzględnieniem jej kosztów społecznych.
- Rodzaj, rozmiary i czas trwania interwencji winny być obrane tak, by *per saldo* korzyść wynikająca z obniżenia dawek, tj. korzyść uzyskana z obniżenia strat, po odjęciu kosztów interwencji, była tak duża jak jest to rozsądnie osiągalne.

Limitów dawek nie stosuje się w przypadkach interwencji. Z zasad (a) i (b) wynikają wskazówki odnośnie sytuacji, w których interwencja jest uzasadniona. Istnieje poziom dawek, powyżej którego interwencja jest zawsze uzasadniona ze względu na możliwość wystąpienia poważnych skutków deterministycznych. (S20) Każdy system ochrony winien zawierać ogólną ocenę jego praktycznej skuteczności. Winna ona być oparta na rozkładzie otrzymanych dawek i na ocenie przedsięwzięć poczynionych dla ograniczenia prawdopodobieństwa potencjalnej ekspozycji. Jest istotne aby te podstawowe zasady były traktowane jako system całościowy. Żadna z jego części nie może być rozpatrywana osobno w oderwaniu od całości.

Kontrola ekspozycji zawodowej

Rygor dawek

(S21) Ważną cechą optymalizacji jest wybór rygoru dawek, wartości dawek indywidualnych związanych ze źródłem, służących do ograniczenia zakresu opcji rozważanych w procedurze optymalizacji. Dla wielu rodzajów pracy zawodowej można określić poziom dawek indywidualnych, jakie mogą wystąpić w trakcie poprawnie wykonanych czynności. Kategoria zatrudnienia winna być określona dość ogólnie, jako np.

praca w działach diagnostyki rtg., rutynowe operacje w obiektach jądrowych, lub inspekcje i konserwacja obiektów jądrowych. Limity określone przez agencje prawne i wymogi stosowane przez kierownictwo w stosunku do określonych operacji jako część codziennej kontroli ekspozycji nie są rygorami w znaczeniu tu używanym. Ogólnie rzecz biorąc winny one być ustawione na podstawie wyników optymalizacji. Zwykle lepiej jest, gdy rygory dawek są ustalane ogólnie na poziomie regionalnym lub państwowym.

Limity dawek

(S22) Limity dawek do zastosowania przy ekspozycjach zawodowych przedstawiono w Tabeli S-4.

(S23) Limity dawek są potrzebne jako część kontroli ekspozycji zawodowej zarówno w celu ustalenia limitu w wyborze rygorów dawek jak i dla zabezpieczenia się przed błędami oceny w procesie optymalizacji.

(S24) Celem Komisji przy określaniu limitów dawek jest ustalenie, dla pewnych grup praktyk, i dla zwykłej i ciągłej ekspozycji, poziomu dawek, powyżej którego konsekwencje dla osób byłyby ogólnie uznane za nie do przyjęcia. W przeszłości Komisja przyjmowała jako miarę takich konsekwencji prawdopodobieństwo zgonu czy też prawdopodobieństwo wystąpienia poważnych zaburzeń dziedzicznych po tejże ekspozycji. Obecnie, zdaniem Komisji, powyższe miary, choć ciągle istotne, nie opisują dostatecznie uszczerbku związanego z ekspozycją.

(S25) Komisja zaleca limit dawki skutecznej 20 mSv na rok, uśredniany w okresie pięciu lat (100 mSv w 5 latach) z dalszym zastrzeżeniem, by dawka skuteczna nie przekraczała 50 mSv w żadnym pojedynczym okresie rocznym. Sugeruje się w tych zaleceniach, by przy optymalizacji stosować rygor dawki na poziomie nie przekraczającym 20 mSv rocznie.

(S26) Nie narzuca się żadnych specjalnych ograniczeń w stosunku do osób, które przekroczyły limit dawki. Takie przypadki winny powodować raczej skrupulatne badania wykonywane zwykle przez odpowiednie władze odnośnie aspektów projektowych i operacyjnych warunków ochrony radiologicznej w danym zakładzie, niż restrykcje i kary w stosunku do napromienionej osoby. Jeśli dawka była nieznana lub ocenia się, że mogła być wysoka, należy rozważyć celowość badania lekarskiego osoby napromienionej.

(S27) Zalecany limit winno się stosować do wszystkich rodzajów ekspozycji zawodowej, chyba, że odpowiednie władze postanowiły inaczej. Ze względu na trudności w szybkim nadążaniu zakładów już istniejących za wzrostem wymagań, Komisja uznaje, że odpowiednie władze mogą czasowo stosować wyższe

limity dawek. Takie rozwiązanie należy jednak uważać za przejściowe.

(S28) Limit dawek stanowi jedynie część systemu ochrony mającego na celu osiągnięcie dawek tak niskich jak to jest rozsądnie osiągalne z uwzględnieniem czynników społecznych i ekonomicznych. Nie jest on jednakże celem. Limit ten, według Komisji, określa punkt, przy którym regularnie, rozmyślnie i w sposób ciągle otrzymywane dawki zawodowe mogą być uznane za najwyższe z możliwych do przyjęcia.

(S29) Ograniczenia dawki skutecznej są wystarczające aby z pewnością uniknąć skutków deterministycznych we wszystkich tkankach i narządach ciała z wyjątkiem soczewek ocznych nie wnoszących wkładu do dawki skutecznej, i skóry, która może być narażona na miejscową ekspozycję. Dla tych tkanek niezbędne są oddzielne limity dawek. Roczne limity wynoszą 150 mSv dla soczewek i 500 mSv dla skóry w uśrednieniu na każdy 1 cm² niezależnie od napromienionej powierzchni.

(S30) Dla ekspozycji wewnętrznych, roczny limit wniknięcia będzie oparty na skutecznej dawce obciążającej 20 mSv. Oceniane wniknięcia mogą być uśredniane na okres 5 lat dla zapewnienia pewnej elastyczności. Rozważa się obecnie wysokość zawodowych limitów dla radonu. Na razie pozostają w mocy wartości przedstawione w Publikacji ICRP-47 (1986).

Zawodowa ekspozycja kobiet

(S31) Podstawy dla kontroli zawodowej ekspozycji kobiet nie będących w ciąży są takie same jak dla mężczyzn i Komisja ogólnie rzecz biorąc nie zaleca specjalnego limitu dawek dla kobiet.

(S32) Z chwilą zadeklarowania ciąży, płód winien być chroniony przez zastosowanie dodatkowego limitu dawki równoważnej na powierzchni brzucha kobiety (dolna część tułowia) 2 mSv dla pozostałego okresu ciąży i przez ograniczenie wniknięcia radionuklidów na poziomie 1/20 ALI. Odpowiednie władze winny określić rodzaje zatrudnienia w warunkach wysokich dawek i wysokiego ryzyka, z których kobiety w ciąży winny być wyłączone.

Kontrola ekspozycji medycznej

(S33) W uzasadnieniu praktyk powodujących ekspozycję medyczną, należy praktyki te definiować dość ogólnie. Każda procedura zarówno diagnostyczna jak i terapeutyczna jest przedmiotem indywidualnej decyzji dlatego też istnieje możliwość dalszego uzasadnienia indywidualnego każdej procedury. Może to nie

być konieczne w przypadku prostych procedur opartych na ogólnych zasadach natomiast może być ważne w przypadku badań skomplikowanych lub terapii.

(S34) Wiele jest do zdziałania w zakresie redukcji dawek w radiologii diagnostycznej przez zastosowanie techniki optymalizacji ochrony. Należy tu zwrócić uwagę na zastosowanie rygoru dawek lub poziomów inspekcyjnych, wyznaczonych przez odpowiednie władze dla zastosowania w niektórych ogólnych procedurach diagnostycznych. Winny one być stosowane elastycznie, by móc dopuścić wyższe dawki w przypadkach dobrze uzasadnionych klinicznie.

(S35) Należy również brać pod uwagę rygory w optymalizacji ochrony dla ekspozycji medycznych wówczas, gdy procedury nie dają bezpośredniej korzyści napromienianej osobie, np. w badaniach naukowych i klinicznych związanych z ekspozycją ochotników.

(S36) Medyczne ekspozycje mają zwykle przynieść bezpośrednią korzyść napromienowanej osobie. Po właściwym uzasadnieniu praktyki i zoptymalizowaniu jego ochrony, dawka pacjenta będzie najniższa z niezbędnych dla celów medycznych. Komisja zaleca z tego powodu nie stosować limitów dawek do ekspozycji medycznych ani nie uwzględniać dawek otrzymanych w czasie tych ekspozycji do oceny limitów dawek zawodowych lub limitów dawek dla ogółu ludności.

(S37) Należy unikać procedur diagnostycznych i terapeutycznych powodujących ekspozycję na brzuch kobiety, która może być w ciąży, chyba że są do tego poważne wskazania kliniczne. Informację o ewentualnej ciąży winno otrzymać się od samej pacjentki. W przypadku braku ostatniej menstruacji bez wyjaśnienia powodu, kobietę należy traktować tak, jakby była w ciąży.

Kontrola ekspozycji publicznej

(S38) Ekspozycję publiczną ogranicza się w normalnych warunkach raczej przez zastosowanie kontroli u źródła niż otoczenia. Często klasyfikuje się razem osoby tworzące jednolitą grupę pod względem ekspozycji z jednego źródła. Gdy grupa ta jest najsilniej ekspozowana z danego źródła jest ona uważana za grupę krytyczną.

Limity dawek

(S39) Zakres limitów dawek dla ogółu ludności odnosi się wyłącznie do dawek będących następstwem praktyk. Nie dotyczą one dawek otrzymanych w interwencjach. Oddzielnie należy traktować ekspozycje potencjalne. Na radon w mieszkaniach i na terenie

otwartym, na naturalne i sztuczne radionuklidy znajdujące się już w środowisku można wpływać tylko przez interwencję. Dawki od tych źródeł są z tego powodu poza zakresem limitów dawek dla ekspozycji publicznych. Prowadzenie interwencji powoduje dawki zawodowe i tak też winny być one traktowane.

(S40) Komisja zaleca obecnie, by limit dla ekspozycji publicznej był wyrażony jako dawka skuteczna w wysokości 1 mSv rocznie. Jednakże, w specjalnych okolicznościach, dopuszczalne są wyższe wartości dawki skutecznej w pojedynczych latach, zakładając, że średnia z pięciu lat nie przekroczy 1 mSv.

(S41) Wybierając limit dawki skutecznej Komisja poszukiwała wartości najwyższej z możliwych do przyjęcia w warunkach ekspozycji ciągłej, wynikłej z świadomego zastosowania praktyki, której stosowanie może być przedmiotem wyboru. Nie oznacza to jednak, że wyższe dawki z innych źródeł takich jak radon w mieszkaniach winny być uważane za niedopuszczalne. Istnienie tych źródeł, choć niepożądane, nie jest sprawą wyboru. Regulacja dawek od takich źródeł może następować jedynie drogą interwencji, która ma również swe niepożądane aspekty.

(S42) Komisja zaleca limit roczny dla soczewek 15 mSv i dla skóry 50 mSv uśredniane na powierzchnię 1 cm² niezależnie od napromienionej powierzchni. Zalecane limity podano w Tabeli S-4.

T. Niewiadomski: ICRP-60 Recommendation. (Translation of points most important for users of ionising radiation sources).

The translator — well known radiological protection expert presents the principal recommendations in the new publication of the International Commission on Radiological Protection: ICRP-60 (1990).

Tabela S-4

Zalecane limity dawek

| Zastosowanie | Limit dawki | |
|---|---|--------------|
| | Zawodowy | Ogólny |
| Dawka skuteczna | 20 mSv na rok uśredniona na okres 5 lat | 1 mSv na rok |
| Roczna dawka równoważna w soczewkach oczu | 150 mSv | 15 mSv |
| skórze | 500 mSv | 50 mSv |
| rękach i stopach | 500 mSv | — |

Radon w mieszkaniach

(S47) Radon w mieszkaniach wymaga specjalnej uwagi gdyż zarówno dawki indywidualne jak i zbiorowe od radonu są większe niż z każdego innego źródła. Jeśli w istniejących domach potrzebne są przedsięwzięcia dla obniżenia poziomu, winny one mieć formę interwencji powodujących zmiany w mieszkaniach lub w zachowaniu się mieszkańców.

(S48) Komisja zaleca ustalenie tzw. *poziomów działania*, które mogą pomóc w decyzjach odnośnie tego kiedy zalecać lub nakazywać przeprowadzenie działań zapobiegawczych w istniejących mieszkaniach. Dla nowych mieszkań można ustalić wskazówki lub przepisy odnośnie ich budowy na wybranych obszarach tak, by było wysoce prawdopodobne, że ekspozycje w tych mieszkaniach będą poniżej pewnego określonego poziomu odniesienia. W tym względzie należy jeszcze stosować wskazówki podane w Publikacji 39 (1984).

Artykuł zawiera podstawowe informacje o wprowadzeniu przez MAEA siedmiostopniowej Międzynarodowej Skali Zdarzeń Jądrowych. Skala INES została opracowana przez międzynarodową grupę ekspertów w celu ujednoczenia kwalifikowania zdarzeń awaryjnych jakie mogą wystąpić m.in. w elektrowniach jądrowych. Ma ona ułatwić porozumienie się specjalistów z różnych krajów w momencie informowania społeczeństwa o zagrożeniach dla ludzi i środowiska w sytuacjach awaryjnych.

Arkadiusz Zmysłowski

Międzynarodowa Skala Zdarzeń Jądrowych*

Cel wprowadzenia Międzynarodowej Skali Zdarzeń Jądrowych

Międzynarodowa Agencja Energii Atomowej (MAEA) wprowadziła na okres próbny, około roku, tzw. Międzynarodową Skalę Zdarzeń Jądrowych (International Nuclear Event Scale — INES). Jej celem jest ujednoczenie kwalifikowania sytuacji awaryjnych w różnych krajach, jakie mogą wystąpić w elektrowniach jądrowych, a także obiektach, w których znajdują się instalacje jądrowe. Ma ona ułatwić wzajemne porozumienie się między specjalistami jądrowymi, ośrodkami masowej informacji i społeczeństwem podczas bezzwłocznego informowania o sytuacjach awaryjnych w obiektach jądrowych, mających istotne znaczenie ze względu na bezpieczeństwo ludzi i środowiska.

Skala INES została opracowana przez międzynarodową grupę ekspertów, kierowaną wspólnie przez MAEA oraz Agencję Energii Atomowej Organizacji Współpracy Gospodarczej i Rozwoju (NEA/OECD). W opracowaniu skali INES uwzględnione zostały doświadczenia ze stosowania podobnych skal we Francji i Japonii, a także w innych krajach.

Przewiduje się, że w okresie próbnym będą zgłaszane przez zainteresowane kraje lub organizacje międzynarodowe uwagi i propozycje zmian, które posłużą do ewentualnego zweryfikowania skali INES.

Skala INES nie zastępuje kryteriów meldowania, opisywania, definiowania i wykonywania analiz technicznych dotyczących awarii jądrowych, przyjętych w poszczególnych krajach oraz w umowach międzynarodowych. INES nie może być również używana do porównywania działalności poszczególnych krajów, związanej z zapewnieniem bezpieczeństwa. Jeżeli w jakimś kraju wystąpi zagrożenie radiologiczne w otoczeniu elektrowni jądrowej, to priorytet w działaniach zabezpieczających przed skutkami takiego zagrożenia ma realizacja obowiązujących w danym kraju planów postępowania awaryjnego.

Korzystanie ze skali INES

Klasyfikacja zdarzeń awaryjnych według skali INES dotyczy tylko takich zdarzeń, które mają związek z bezpieczeństwem jądrowym lub radiologicznym. Są one sklasyfikowane na siedem poziomów. W załączniku 1 przedstawiono skalę poziomów zdarzeń, w załączniku 2 — ogólne kryteria kwalifikowania zdarzeń na różnych

poziomach skali INES, a w załączniku 3 podano przykłady odniesienia zdarzeń awaryjnych, jakie wystąpiły w istniejących elektrowniach jądrowych, do poziomów skali INES.

W skali INES (zał. 1) dolne poziomy zdarzeń (1–3) zostały określone jako wypadki awaryjne (incidents), a górne poziomy zdarzeń (4–7) jako awarie (accidents). Zdarzenia, które nie mają znaczenia z punktu widzenia bezpieczeństwa są sklasyfikowane poniżej skali INES — jest to tzw. poziom zerowy.

Podane w załączniku 2 kryteria kwalifikowania zdarzeń mają na celu wyjaśnienie logiki konstrukcji skali INES, ale nie pretendują do jednoznacznego i ostatecznego zdefiniowania tych zdarzeń. Do kwalifikowania zdarzeń przyjęto trzy zasadnicze kryteria (3 kolumny w zał. 2), związane z rozległością skutków, jakie mogą powodować zdarzenia awaryjne. Są to: skutki poza obiektem jądrowym (Off-site impact), skutki wewnątrz obiektu jądrowego (On-site impact) oraz osłabienie działania tzw. obrony wgłęb (Defence-in-depth degradation).

Pierwsze kryterium stosuje się do zdarzeń, w wyniku których występuje uwolnienie radioaktywności do otoczenia obiektu jądrowego. Najwyższy poziom 7 dotyczy najgroźniejszych zdarzeń awaryjnych, które mogą powodować poważne i rozległe konsekwencje radiologiczne dla zdrowia ludzi i środowiska. Poziom 3 jako najwyższy w grupie zdarzeń, zaliczanych do wypadków awaryjnych (incidents), odnosi się do takich zdarzeń, które prowadzą w konsekwencji do bardzo małych uwolnień radioaktywności, tzn. takich, że dawki promieniowania najbardziej narażonych osób nie są większe niż część limitu dawki rocznej dla poszczególnych osób społeczeństwa, określonej przepisami. Taka dawka jest zwykle nie większa niż około dziesiąta część średniej dawki rocznej od narażenia na promieniowanie naturalne (tła naturalnego).

Drugie kryterium dotyczy zdarzeń, których skutki nie wykraczają poza granice obiektu jądrowego. Zdarzenia takie kwalifikuje się na poziomach od 5 do 3: poziom 5 odnosi się do sytuacji spowodowanej poważnym uszkodzeniem rdzenia reaktora jądrowego, a poziom 3 do sytuacji, w której może wystąpić znaczne skażenie (kontaminacja) i/lub nadmierne napromienienie personelu obiektu.

Trzecie kryterium dotyczy zdarzeń, których skutki zmniejszają efektywność działania tzw. obrony wgłęb obiektu. Wszystkie elektrownie jądrowe są tak projektowane, aby ich systemy bezpieczeństwa chroniły przed wystąpieniem zagrożeń wewnątrz i na zewnątrz obiektu jądrowego.

Dowolne zdarzenie awaryjne, które może być scharakteryzowane przez więcej niż jedno kryterium, jest zawsze klasyfikowane na poziomie najwyższym.

Przykłady stosowania skali INES

W załączniku 3 przedstawiono przykłady zakwalifikowania dotychczasowych awarii w elektrowniach jądrowych. Awarię w elektrowni jądrowej w Czarnobylu w 1986 r., w wyniku której nastąpiło rozległe skażenie ludzi i środowiska, zakwalifikowano w skali INES do najwyższego poziomu 7.

Awarię reaktora z moderatorem grafitowym, chłodzonego powietrzem, w Windscale (obecnie Sellafield) w Anglii w 1957 r., która spowodowała uwolnienie do otoczenia radioaktywnych produktów rozszczepienia, zakwalifikowano do poziomu 5.

Awarię w elektrowni jądrowej Three Mile Island w Stanach Zjednoczonych, która wydarzyła się w 1979 r. i spowodowała poważne uszkodzenie rdzenia reaktora, zakwalifikowano do poziomu 5, gdyż uwolnienie radioaktywności do otoczenia elektrowni było bardzo ograniczone.

Awarię w elektrowni jądrowej Saint-Laurent we Francji w 1980 r., która spowodowała częściowe uszkodzenie rdzenia reaktora, ale nie wystąpiło przy tym uwolnienie radioaktywności do środowiska, zakwalifikowano do poziomu 4.

Awarię w elektrowni jądrowej Vandellós w Hiszpanii w 1989 r., która nie spowodowała uwolnień radioaktywności do otoczenia elektrowni, ani też uszkodzenia rdzenia reaktora i skażeń wewnątrz obiektu, zaliczono do poziomu 3. Powstałe wówczas uszkodzenia w systemach bezpieczeństwa elektrowni w znaczący sposób zmniejszyły skuteczność działania tzw. obrony wgłęb.

Większość z rejestrowanych przez MAEA zdarzeń awaryjnych w innych obiektach jądrowych uznano za kwalifikujące się do zdarzeń sklasyfikowanych w skali INES, poniżej poziomu 3.

* Opracowano na podstawie materiałów: JAEA, Vienna (Austria), Ref. No. J4.54 Circ., 25.5.1990

Międzynarodowa Skala Zdarzeń Jądrowych (INES) używana do szybkiego przekazywania informacji o zdarzeniach, mających istotne znaczenie dla bezpieczeństwa

Załącznik 1

| | |
|------------------|--------------------------------------|
| AWARIA | 7 Najpoważniejsza awaria |
| | 6 Poważna awaria |
| | 5 Awaria z ryzykiem dla otoczenia |
| | 4 Awaria głównie w instalacji |
| WYPADEK AWARYJNY | 3 Poważny wypadek awaryjny |
| | 2 Wypadek awaryjny |
| | 1 Zakłócenie |

Poniżej skali Bez znaczenia dla bezpieczeństwa

Kryteria kwalifikowania zdarzeń awaryjnych według skali INES

Załącznik 2

| Poziom | KRYTERIA | | |
|---|---|---|---|
| | Zagrożenie otoczenia | Zagrożenie wewnętrzne | Degradacja obrony wgląb |
| 7 Najpoważniejsza awaria | Duże uwolnienia radioaktywności; rozległe skutki radiologiczne u ludzi i w środowisku. | | |
| 6 Poważna awaria | Znaczone uwolnienia radioaktywności. Całkowite wdrożenie lokalnych planów postępowania awaryjnego. | | |
| 5 Awaria z ryzykiem oddziaływania na otoczenie | Ograniczone uwolnienie radioaktywności. Częściowe wdrożenie lokalnych planów postępowania awaryjnego. | Poważne uszkodzenie rdzenia reaktora. | |
| 4 Awaria, głównie w instalacji | Niewielkie uwolnienia radioaktywności; narażenie na promieniowanie ludności w granicach przepisanych limitów. | Częściowe uszkodzenie rdzenia reaktora. Ostre skutki zdrowotne u personelu. | |
| 3 Poważny wypadek awaryjny | Bardzo małe uwolnienie radioaktywności; narażenie ludności w części ustalonych limitów. | Duże skażenia. Nadmierne napromieniowanie personelu. | Bliska awarii — utrata efektywnego działania układów tzw. obrony wgląb. |
| 2 Wypadek awaryjny | | | Wypadki awaryjne z potencjalnymi konsekwencjami dla bezpieczeństwa. |
| 1 Zakłócenie | | | Odchylenia od ustalonych zasad funkcjonowania |
| 0 Poniżej skali | | | Bez znaczenia dla bezpieczeństwa |

Przykłady stosowania skali INES

Załącznik 3

| Poziom | Nazwa | Kryteria | Miejsce i rok zdarzenia |
|--------------------|--|---|--|
| Awaria 7 | Najpoważniejsza awaria | <ul style="list-style-type: none"> Uwolnienie na zewnątrz dużej części zawartości rdzenia, zawierającej mieszaninę krótko- i długożyciowych radioaktywnych produktów rozszczepienia (w ilościach ekwiwalentnych radiologicznie więcej niż dziesiątki tysięcy terabekereli jodu 131). Możliwość wystąpienia wczesnych (ostrych) skutków dla zdrowia. Opóźnione skutki zdrowotne na dużym obszarze, obejmującym więcej niż jeden kraj. Długie w czasie konsekwencje w środowisku. | Czarnobyl, ZSRR, 1986 r. |
| 6 | Poważna awaria | <ul style="list-style-type: none"> Uwolnienie na zewnątrz produktów rozszczepienia (w ilościach ekwiwalentnych radiologicznie tysiącom do dziesiątków tysięcy terabekereli jodu 131). Całkowite wdrożenie planów postępowania awaryjnego, głównie w celu ograniczenia poważnych skutków zdrowotnych. | |
| 5 | Awaria z ryzykiem oddziaływania na otoczenie | <ul style="list-style-type: none"> Uwolnienie na zewnątrz produktów rozszczepienia (w ilościach ekwiwalentnych radiologicznie setkom do tysięcy terabekereli jodu 131). Częściowe wdrożenie planów postępowania awaryjnego (np. osłanianie lokalne i/lub ewakuacja) wymagane w niektórych przypadkach w celu zmniejszenia prawdopodobieństwa wystąpienia ujemnych skutków zdrowotnych. Poważne uszkodzenia dużej części rdzenia w wyniku oddziaływań mechanicznych i/lub stopnienia. | Windscale, Anglia, 1957 r. Three Mile Island, USA 1989 r. |
| 4 | Awaria, głównie w instalacji | <ul style="list-style-type: none"> Uwolnienie na zewnątrz radioaktywności, powodującej dawkę u większości narażonych osób w otoczeniu obiektu rzędu kilku milisievertów¹. Częściowe uszkodzenie rdzenia reaktora wskutek oddziaływań mechanicznych i/lub stopnienia. Dawki personelu, mogące powodować wczesne (ostre) skutki dla zdrowia (rzędu 1 Sieverta)². | Saint-Laurent, Francja, 1980 r. |
| Wypadki awaryjne 3 | Poważny wypadek awaryjny | <ul style="list-style-type: none"> Uwolnienie radioaktywności w ilości powyżej ustalonego limitu, powodujące dawkę u większości narażonych osób w otoczeniu obiektu rzędu dziesiątek milisievertów¹. Stosowanie środków ochronnych na zewnątrz obiektu nie jest konieczne. Wysokie poziomy promieniowania i/lub kontaminacji wewnątrz obiektu jądrowego w wyniku uszkodzeń wyposażenia obiektu lub wypadków (błędów) eksploatacyjnych. Nadmierne napromieniowanie personelu (dawki indywidualne przekraczające 50 milisievertów)². Wypadki, w których dalsze uszkodzenia systemów bezpieczeństwa mogłyby prowadzić do powstania warunków awaryjnych lub sytuacji, w której systemy bezpieczeństwa byłyby niezdolne do przeciwdziałania wystąpieniu awarii, jeżeli pojawiłyby się jakieś zdarzenia ją inicjujące. | Vandellos, Hiszpania, 1989 r. |
| 2 | Wypadek awaryjny | <ul style="list-style-type: none"> Wypadki techniczne lub zakłócenia, które nie bezpośrednio lub bezwzględnie oddziałują na bezpieczeństwo obiektu, ale zobowiązują do przeprowadzenia w ich wyniku ponownej oceny ustaleń warunków bezpieczeństwa. | |
| 1 | Zakłócenia | <ul style="list-style-type: none"> Funkcjonalne lub eksploatacyjne zakłócenia, które nie stwarzają ryzyka, ale wskazują na niewłaściwe ustalenie warunków bezpieczeństwa. Może to być wynikiem uszkodzeń wyposażenia obiektu, błędów ludzkich (obsługi) lub nieodpowiedniości procedur. (Takie zakłócenia powinny być odróżniane od zakłóceń, jakie mogłyby wystąpić w sytuacjach, w których ograniczenia i warunki eksploatacyjne (operational limits and conditions) nie są przekroczone oraz prowadzenie eksploatacji jest właściwe i zgodne z ustalonymi procedurami. Tego rodzaju zakłócenia są typowe dla zdarzeń „poniżej skali”). | |
| Poniżej skali (0) | Bez znaczenia dla bezpieczeństwa | | |

¹ Dawki są wyrażone w wartościach efektywnych równoważników dawki (dawka na całe ciało). Zastosowane kryteria mogą być również wyrażone w wartościach odpowiadających rocznym limitom uwolnień radioaktywności z obiektu jądrowego, ustalonych przez właściwe władze krajowe.

² Dawki te są również wyrażone, dla prostoty, w wartościach efektywnych równoważników dawki (w sievertach), chociaż dawki odnoszące się do wczesnych (ostrych) skutków dla zdrowia powinny być wyrażone w wartościach dawki pochłoniętej (w gray'ach).

A. Zmysłowski: The International Nuclear Event Scale (INES)
Basic information about bringing in by IAEA the sevenlevel International Nuclear Event Scale (INES) is presented.
The Scale was worked by an international group of experts to unify the criteria of accidents which can happen in nuclear power plants.
The Scale is developed to make easier communication between nuclear experts from different countries, the media and the public.

Artykuł zawiera szczegółowe informacje dotyczące przebiegu misji doradczej INSARR wysyłanej przez Międzynarodową Agencję Energii Atomowej w celu przeprowadzenia niezależnej i obiektywnej oceny bezpieczeństwa reaktorów badawczych. Raport końcowy, przekazywany przez szefa misji władzom danego kraju, zawiera opis stanu faktycznego i ewentualne zalecenia oraz wnioski odnośnie działań, które mają zwiększyć bezpieczeństwo jądrowe i ochronę radiologiczną eksploatacji reaktora.

Witold Byszewski

Misje INSARR Międzynarodowej Agencji Energii Atomowej

Wstęp

Ponad 48 lat temu uruchomiono pierwszy reaktor badawczy. W tym okresie reaktory badawcze były intensywnie wykorzystywane do rozwijania technologii samych reaktorów oraz do innych zastosowań, m.in. takich jak: produkcja izotopów, badania materiałów, badania na wiązkach neutronów, analiza aktywacyjna.

W przeciwieństwie do reaktorów energetycznych istnieje wielka różnorodność typów reaktorów badawczych. Ich moce pokrywają zakres od pojedynczych watów do setek megawatów. Cykle pracy wynoszą od paru godzin dziennie do wielu tygodni ciągłej pracy.

Z danych MAEA wynika, że w 1988 r. pracowało na świecie 326 reaktorów w 55 krajach (tabl. 1). Wiele reaktorów ma już za sobą długoletni okres eksploatacji i zaczynają występować u nich problemy starzenia. Na rys. 1 pokazano rozkład wieku istniejących reaktorów. Jak z rysunku widać, wiele reaktorów zostało zbudowanych 20–30 lat temu i niektóre zbliżają się do końca okresu eksploatacji.

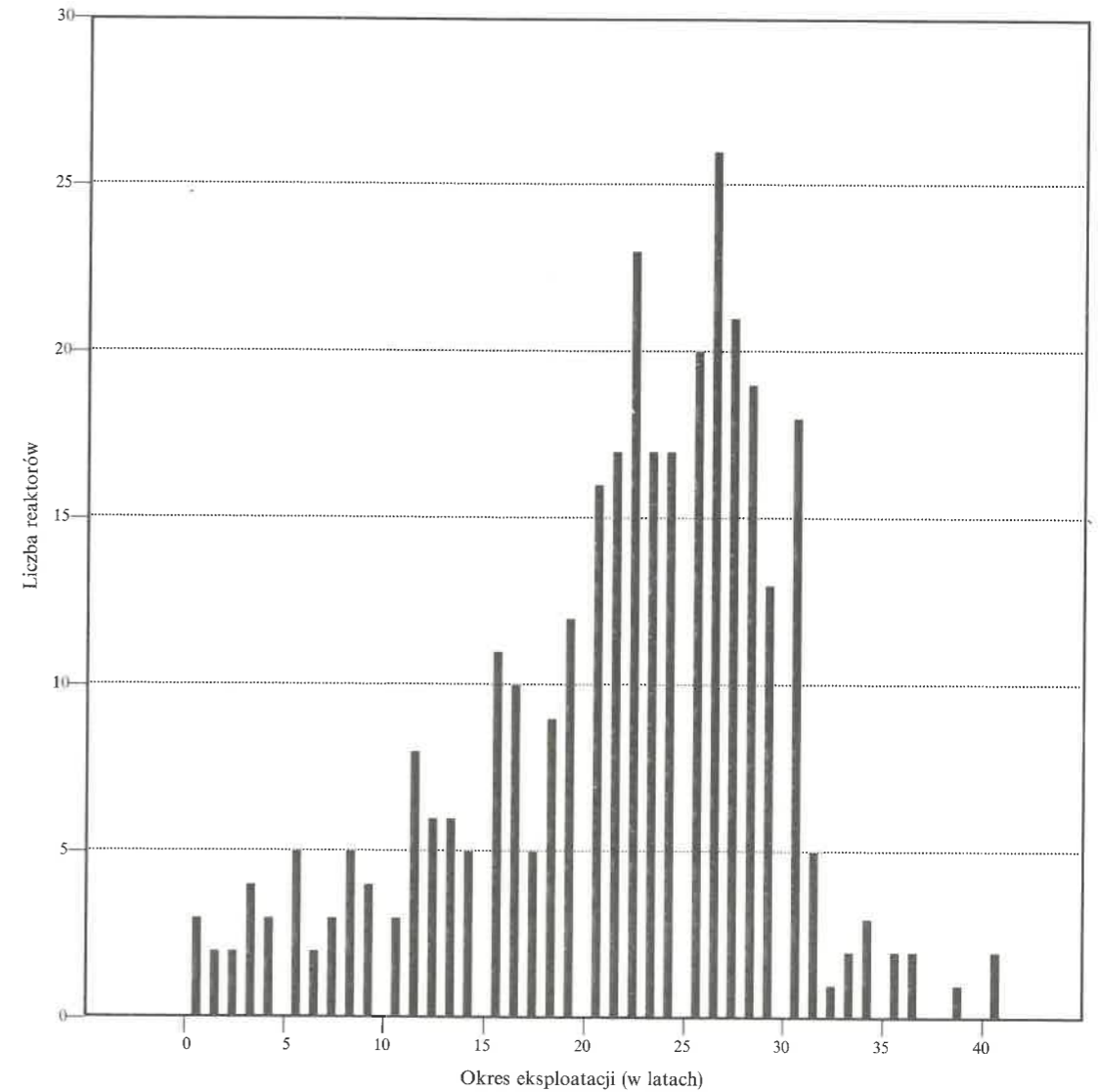
Zagadnieniom bezpiecznej eksploatacji reaktorów badawczych poświęca się więc coraz więcej uwagi.

Tablica 1.
Reaktory badawcze w eksploatacji (22 kwiecień 1988)

| | Ilość | | Ilość |
|------------------|----------------|-------------------|-----------------|
| Argentyna | 5 | Libia | 1 |
| Australia | 2 | Malezja | 1 |
| Austria | 3 | Meksyk | 3 |
| Belgia | 6 | Holandia | 2 |
| Brazylia | 3 | Norwegia | 2 |
| Bangla Desz | 1 | Pakistan | 1 |
| Bułgaria | 1 | Peru | 1 |
| Kanada | 14 | Filipiny | 1 |
| Chile | 1 | Polska | 3 |
| Chiny | 9 | Portugalia | 1 |
| Kolumbia | 1 | Rumunia | 2 ^a |
| Czechosłowacja | 3 | Afryka Południowa | 1 |
| Korea Północna | 1 ^a | Hiszpania | 1 |
| Dania | 2 | Szwecja | 2 |
| Egipt | 1 | Szwajcaria | 4 |
| Finlandia | 1 | Taiwan | 5 |
| Francja | 21 | Tajlandia | 1 |
| NRD | 5 | Turcja | 2 |
| RFN | 21 | Wielka Brytania | 15 |
| Grecja | 2 | USA | 99 |
| Węgry | 3 | ZSRR | 24 ^a |
| Indie | 5 | Wenezuela | 1 |
| Indonezja | 3 | Wietnam | 1 |
| Iran | 1 | Jugosławia | 3 |
| Irak | 2 | Zair | 1 |
| Izrael | 2 ^a | | |
| Włochy | 7 ^b | | |
| Jamajka | 1 | | |
| Japonia | 18 | | |
| Korea Południowa | 3 | RAZEM | 326 |

^a Informacja niekompletna, ^b Zawiera reaktor CEC.
Źródło: Bank danych MAEA

Rys. 1. Rozkład wieku reaktorów badawczych (źródło: Bank danych MAEA, maj 1988)



Zadania MAEA

Jedną z form pomocy w zakresie zagadnień bezpieczeństwa jądrowego i ochrony radiologicznej reaktorów badawczych, jaką świadczy MAEA na rzecz krajów członkowskich, jest wysyłanie zespołów ekspertów w misjach doradczych.

Już w 1972 r. (tabl. 2) MAEA zaczęła organizować pierwsze misje ekspertów, dokonujące przeglądu i oceny bezpieczeństwa reaktorów badawczych i ich urządzeń eksperymentalnych (INTEGRATED SAFETY ASSESSMENT OF RESEARCH REACTORS — INSARR).

Tablica 2.

Misje INSARR przeprowadzone przez MAEA w latach 1972–91
(w nawiasie podano liczbę wizytowanych reaktorów)

KRAJE POSIADAJĄCE UMOWĘ Z MAEA

| | |
|------------|---|
| Argentyna | 1973(2), 1978(2) |
| Chile | 1973, 1977, 1986 |
| Finlandia | 1976, 1981, 1987 |
| Grecja | 1972, 1976, 1982, 1986 |
| Indonezja | 1972, 1974, 1978, 1979(2), 1982(2), 1986(2) |
| Iran | 1972, 1976 |
| Jamajka | 1986 |
| Japonia | 1977 |
| Malezja | 1978, 1983, 1986 |
| Meksyk | 1972, 1973(3), 1977(4), 1981(4), 1986(4) |
| Pakistan | 1976, 1985 |
| Peru | 1978, 1981, 1987 |
| Filipiny | 1972, 1974, 1977, 1982 |
| Rumunia | 1982 |
| Hiszpania | 1982, 1986 (zlikwidowany) |
| Tajlandia | 1974, 1978, 1982, 1987 |
| Turcja | 1976, 1985 |
| Urugwaj | 1973, 1977, 1978, 1983, 1986 (zlikwidowany) |
| Wietnam | 1985, 1989 |
| Wenezuela | 1974, 1978, 1983, 1988 |
| Węgry | 1989 |
| Jugosławia | 1976, 1985 |
| Zair | 1979, 1984 |

KRAJE NIE POSIADAJĄCE UMOWY Z MAEA

| | |
|--------------|------------------------|
| Brazylia | 1973, 1977 |
| Kolumbia | 1977, 1983, 1987 |
| Egipt | 1985, 1986 |
| Irak | 1988(2) |
| Korea Połud. | 1977, 1983(2), 1988(2) |
| Norwegia | 1987, 1989 |
| ZSRR | 1990, 1991 |

Uwagi: (1) W sumie wizytowanych było 30 krajów członkowskich, z których 23 posiadają umowę z MAEA, a 7 nie posiada takiej umowy.

(2) Od 1972 roku było wizytowanych w sumie 98 reaktorów.

(3) Średni okres między wizytami wynosi około 4 lata.

(4) W inspekcjach, których daty są podkreślone brał udział autor.

Budowę lub eksploatację wielu reaktorów badawczych wspiera finansowo MAEA w ramach pomocy technicznej (30 reaktorów w około 20 krajach). W takich przypadkach, zgodnie ze swoim statutem, MAEA

jest zobowiązana kontrolować systematycznie raz na cztery lata stan bezpieczeństwa tych reaktorów. Kraje, które nie są objęte pomocą MAEA, ale interesuje je niezależna ocena bezpieczeństwa ich reaktorów, mogą również zapraszać misje INSARR.

Celem misji INSARR jest niezależna i obiektywna ocena bezpieczeństwa samego reaktora jak i jego urządzeń badawczych. Podstawę oceny stanowią wymagania i wytyczne MAEA oraz przyjęcie jako punktu odniesienia doświadczeń z innych reaktorów na świecie. Misje INSARR stwarzają też okazję do wymiany doświadczeń pomiędzy ekspertami MAEA i personelem eksploatacji reaktora. Nie próbują one zastępować inspekcji krajowego dozoru jądrowego, który sprawdza zgodność z krajowymi wymaganiami bezpieczeństwa; intencją misji INSARR jest polepszenie bezpieczeństwa jądrowego i ochrony radiologicznej przez zastosowanie wyróżniających się rozwiązań używanych w innych reaktorach na świecie.

W misji INSARR biorą udział eksperci MAEA oraz, zależnie od potrzeby, eksperci zewnętrzni. Dla reaktorów wyposażonych w duże urządzenia badawcze w skład misji wchodzi również specjaliści od tych urządzeń. Udział ekspertów MAEA zapewnia zachowanie ciągłości i jednolitości wymagań i trybu przeprowadzania misji.

Zespoły misji INSARR liczą od 2 do 4 specjalistów (wyjątkowo do 6), z których około połowę stanowi etatowy personel MAEA, posiadający odpowiednie doświadczenie z wielu poprzednich misji. Czas przeprowadzenia misji wynosi 3 do 4 dni dla małych reaktorów (25 kW–2 MW) z małym programem wykorzystania i 6 do 7 dni dla reaktorów dużych z większym programem badawczym.

Przebieg misji

Przed wysłaniem misji MAEA zwraca się do jednostki eksploatującej reaktor z prośbą o wypełnienie specjalnego kwestionariusza oraz dostarczenie dokumentacji bezpieczeństwa reaktora w celu zapoznania członków zespołu z reaktorem. Spis rozdziałów kwestionariusza podany jest w tabl. 3. Jako uzupełnienie kwestionariusza wymagane są istotne z punktu widzenia bezpieczeństwa jądrowego i ochrony radiologicznej załączniki, których wykaz podano w tabl. 4.

Na miejscu eksperci zespołu:

- badają dokumentację bezpieczeństwa reaktora,
- oceniają stan eksploatacji reaktora i jeśli to możliwe biorą udział w rozruchu i ewentualnie wyłączeniu reaktora,
- omawiają szczegóły techniczne z odpowiedzialnym personelem,

Spis rozdziałów kwestionariusza

| | |
|------|--|
| I | Dane techniczne reaktora |
| II | Dozór jądrowy |
| III | Raport bezpieczeństwa |
| IV | Specyfikacja bezpieczeństwa |
| V | Przeglądy i inspekcje okresowe |
| VI | Zarządzanie |
| VII | Instrukcje eksploatacyjne |
| VIII | Dokumentacja ruchowa |
| IX | Remonty |
| X | Wykorzystanie dla badań i modernizacja |
| XI | Ochrona fizyczna |
| XII | Program zapewnienia jakości w eksploatacji |
| XIII | Prowadzenie eksploatacji |

Tablica 3.

Tablica 4.

Lista wymaganych załączników do kwestionariusza

- 1 Rysunki elementu paliwowego.
- 2 Rysunki schronu paliwa.
- 3 Obliczenia krytyczności w schronach paliwa.
- 4 Rzut poziomy rdzenia.
- 5 Niezgodności stwierdzone przez inspektorów dozoru jądrowego.
- 6 Skład komisji bezpieczeństwa.
- 7 Aktualny raport bezpieczeństwa (spis treści).
- 8 Eksploatacyjne ograniczenia i warunki.
- 9 Schemat organizacyjny Instytutu, zakładu reaktora i dozoru jądrowego, oraz ich współzależności.
- 10 Lista personelu, reaktora, specjalności i praktyka.
- 11 Zakresy obowiązków i odpowiedzialności kierownictwa i personelu.
- 12 Program szkolenia personelu eksploatacyjnego.
- 13 Przykład testów egzaminacyjnych.
- 14 Rutynowe eksperymenty i naświetlania w reaktorze, oraz odpowiednia dokumentacja bezpieczeństwa.
- 15 Przedsięwzięte środki w przypadku pokonania bariery ochrony fizycznej.
- 16 Zaszłe stany nienormalne i podjęte działania korygujące.

— badają czy eksploatacja, zarządzanie i organizacja eksploatacji reaktora są zgodne z wymaganiami MAEA i uznaną w świecie praktyką.

Po zakończeniu inspekcji wstępne wnioski i zalecenia są dyskutowane z kierownictwem eksploatacji reaktora i przedstawicielami krajowego dozoru jądrowego.

Badane dziedziny w zakresie bezpieczeństwa jądrowego

Do badanych dziedzin w zakresie bezpieczeństwa jądrowego należą:

- nadzór jądrowy,
- raport bezpieczeństwa,
- eksploatacyjne ograniczenia i warunki bezpieczeństwa,
- przeglądy i inspekcje okresowe,
- zarządzanie, organizacja i szkolenie,
- instrukcje eksploatacyjne i dokumentacja ruchowa,

- remonty,
- wykorzystanie dla badań i modernizacja,
- ochrona fizyczna obiektu,
- program zapewnienia jakości podczas eksploatacji,
- prowadzenie ruchu reaktora.

Jeśli chodzi o nadzór jądrowy, misja sprawdza czy reaktor podlega krajowemu nadzorowi jądrowemu, niezależnemu od jednostki eksploatującej reaktor oraz zwraca uwagę na częstotliwość i regularność inspekcji, a także wykryte przez inspektorów niezgodności.

Misja kontroluje czy raport bezpieczeństwa jest aktualny, czy zawiera analizę awarii i bazuje na współczesnych metodach deterministycznych i probabilistycznych do oceny bezpieczeństwa jądrowego.

Ważne jest również, aby eksploatacyjne ograniczenia i warunki były zatwierdzone dla właściwego prowadzenia eksploatacji reaktora i urządzeń eksperymentalnych.

Misja sprawdza także czy terminy przeglądów i inspekcji różnych systemów i urządzeń reaktora są ustalone, czy istnieją pisemne instrukcje tych przeglądów i inspekcji, a ich wyniki są zgodne z eksploatacyjnymi ograniczeniami i warunkami.

Dziedziną, którą misja interesuje się szczególnie jest zarządzanie i organizacja oraz ściśle ustalone zakresy obowiązków. Szczególną uwagę zwraca się na proces nadawania uprawnień operatorom, szkolenie w zakresie eksploatacji, zapewnienie jakości, ochronę fizyczną i porządek w obiekcie.

Sprawdzone są również pisemne instrukcje eksploatacyjne i awaryjne, dokumentacja ruchowa, szkolenie personelu w zakresie znajomości tych instrukcji oraz istnienie systemu regularnych aktualizacji tych instrukcji.

W zakresie remontów misja bada czy istnieje program, struktury organizacyjne, instrukcje, części zapasowe i odpowiednia dokumentacja. Bardzo ważne jest również istnienie odpowiedniego systemu dopuszczania do prac remontowych i odbioru po ich wykonaniu.

Misja sprawdza również warunki bezpieczeństwa w prowadzeniu rutynowych badań i naświetlań oraz procedury zatwierdzania nowych eksperymentów i modernizacji systemów reaktora.

Problemy ochrony radiologicznej

Problemy ochrony radiologicznej związane są ściśle z bezpieczeństwem jądrowym i pojawiają się w wielu dziedzinach. Jednak istnieją specyficzne problemy ochrony radiologicznej, które bada się w sposób szczególny. Należą do nich:

- zarządzanie i organizacja, personel ochrony radiologicznej,
- analiza zagrożeń,
- instrukcje eksploatacyjne w sytuacjach ważnych z punktu widzenia ochrony radiologicznej,
- kontrola dozymetryczna personelu, urządzenia, aparatura i instrukcje dla kontroli zewnętrznego i wewnętrznego narażenia, stacjonarna kontrola w pomieszczeniach technologicznych reaktora,
- kontrola narażenia ludności z uwzględnieniem urzędzeń, aparatury i instrukcji dla kontroli uwolnień substancji promieniotwórczych do otoczenia,
- odpady ciekłe i gazowe,
- planowanie i gotowość postępowania awaryjnego (wewnętrznego i zewnętrznego).

Raport końcowy

Pod koniec trwania misji każdy z ekspertów obowiązyany jest opracować notatkę techniczną dotyczącą problemów, którymi się zajmował. Notatki te stanowią roboczy raport szczegółowy.

Raport ten zawiera opis stanu faktycznego w poszczególnych dziedzinach oraz ewentualne zalecenia i wnioski odnośnie działań mających na celu zwiększenie bezpieczeństwa jądrowego i ochrony radiologicznej eksploatacji reaktora.

Raport szczegółowy ma charakter poufny. W ciągu miesiąca od przeprowadzenia inspekcji szef misji (zwykle etatowy pracownik MAEA) opracowuje raport końcowy, stanowiący oficjalny dokument MAEA. Raport ten jest następnie przesyłany drogą urzędową danemu krajowi, ale ma również charakter poufny do chwili formalnego i oficjalnego dopuszczenia do rozpowszechniania na podstawie decyzji kraju przyjmującego misję.

W. Byszewski: Missions for the Integrated Safety Assessment of Research Reactors (INSARR)

The article contains detailed information about advisory mission — INSARR — sent to Member States by the International Atomic Energy Agency (IAEA) to carry out an independent and objective assessment of research reactor safety.

The final report sent by the IAEA to Authorities of the country contains description of present state and possible recommendations as well as conclusions which should increase nuclear safety and radiation protection in reactor operation.

Wnioski

W latach 1984–91, autor wziął udział w 14 misjach INSARR do następujących krajów:

| | |
|-----------|------------|
| Zair | 1984 |
| Wietnam | 1985 |
| Egipt | 1985, 1986 |
| Grecja | 1986 |
| Urugwaj | 1986 |
| Finlandia | 1987 |
| Tajlandia | 1987 |
| Norwegia | 1987, 1988 |
| Wenezuela | 1988 |
| Węgry | 1989 |
| ZSRR | 1990, 1991 |

Wyniki wielu misji wykazały, że w niektórych krajach istnieją problemy z ochroną przed promieniowaniem i bezpieczeństwem jądrowym reaktorów badawczych.

Stwierdzono, że w wielu krajach raport bezpieczeństwa jest nieaktualny, remonty wykonywane są bez formalnych zezwoleń, a dokumentacja ruchowa nie jest właściwie prowadzona.

W wielu przypadkach zaludnienie wokół reaktora wzrosło znacznie, zmieniając warunki, dla których opracowano pierwotny raport bezpieczeństwa.

W przypadku negatywnej oceny bezpieczeństwa jądrowego, dokonanej przez misję, Dyrektor Generalny MAEA wysłał do odpowiednich władz w danym kraju pismo, w którym sugeruje wyłączenie reaktora z eksploatacji, dopóki nie zostaną wprowadzone zalecenia misji INSARR; często oferuje wówczas pomoc techniczną MAEA w ich realizacji. W latach 1984–88 Dyrektor Generalny MAEA sugerował takie przedstawienie dwóm krajom. Niezależnie od tego, że MAEA nie ma prawa nakazać przerwania eksploatacji, na ogół kraje stosują się do tych zaleceń. W sytuacjach skrajnych MAEA wysłała powtórny raport.

Artykuł, w którym autorzy szczegółowo omawiają aktualny stan radzieckiej energetyki jądrowej. Nie kryją trudności jakie napotyka dalszy jej rozwój, jakie przyczyny spowodowały tak ponury obraz tej gałęzi gospodarki. Szczególną uwagę zwracają na niski poziom bezpieczeństwa jądrowego w EJ.

Poprawę sytuacji upatrują m.in. w jak najszybszym przyjęciu prawa atomowego, które będzie stanowiło podstawę prawną bezpiecznego rozwoju przemysłu atomowego.

O.M. Kowalewicz, W.A. Sidorenko, N.A. Szejnberg

O problemach zapewnienia bezpieczeństwa energetyki jądrowej w ZSRR

Elektrownie jądrowe (EJ) wytwarzają 12,7% całej wyprodukowanej energii i już dzisiaj są ważnym ogniwem w gospodarce energetycznej kraju. Dwie ważne przyczyny powodują konieczność rozwoju energetyki jądrowej — wzrastający koszt paliw organicznych, które są niezbędne, aby zaspokoić energetyczne potrzeby gospodarki narodowej oraz katastrofalny stan środowiska naturalnego. Jednak, mówiąc o konieczności i możliwości dalszego rozwoju energetyki jądrowej, należy pamiętać, że przemysł atomowy — jako gałąź gospodarki narodowej — ma prawo istnienia tylko pod warunkiem, gdy będzie bezpieczny dla ludności i środowiska.

Trudno jest prognozować dalszy rozwój energetyki jądrowej bez właściwej oceny jej obecnego stanu. Przede wszystkim dotyczy to bezpieczeństwa, które ma nie tylko naukowe, ale socjalno-ekonomiczne i państwowe aspekty. Bez ich uwzględnienia i analizy niemożliwe jest prognozowanie rozwoju energetyki jądrowej w kraju. Obecnie nie dysponujemy uniwersalną, sprawdzoną i szeroko stosowaną metodyką określania poziomu bezpieczeństwa naszych EJ.

Taką analizę prowadzi się metodą ekspertyz wykazujących spełnienie obowiązujących w ZSRR zasad i norm bezpieczeństwa, a także za pomocą świadectw dotyczących niezawodności pracy bloku EJ (liczba pozaplanowanych wyłączeń, uszkodzeń, błędów per-

sonelu itd.). Nie prowadziliśmy skrupulatnej, kompleksowej kontroli spełniania zalecanych przez MAEA* i kraje rozwinięte norm bezpieczeństwa przez nasze EJ na wszystkich etapach ich istnienia (wybór lokalizacji, projektowanie, budowa, eksploatacja).

Najwięcej problemów przysparza wprowadzenie EJ do eksploatacji. Właśnie na tym etapie najczęściej ujawniają się błędy, będące źródłami wszystkich negatywnych następstw. Trzeba przypomnieć, że w 1987 r. zaszło 118 awaryjnych wyłączeń bloków, w tym z winy personelu — 55, wytwórcy urządzeń — 26, projektanta — 21, pozostałe wyłączenia spowodowane były błędami budowlano-montażowymi, błędami organizacji prowadzących rozruch, oraz niestabilnymi przyczynami. Częstotliwość pozaplanowanych wyłączeń wynosiła 2,6 na blok w ciągu roku, w tym z winy personelu 1,2 (w roku 1988 odpowiednio 4,2 i 1,78).

Nadal, podobnie jak w przeszłości, duża jest liczba wyłączeń bloków nowo oddawanych do eksploatacji. Wiąże się to ze znacznym niedopracowaniem projektów (co ujawnia się po oddaniu bloku do eksploatacji), niską jakością prac budowlano-montażowych i urzążeń, zbyt szybkim tempem rozruchu i niedostatecznym doświadczeniem personelu.

* Międzynarodowa Agencja Energii Atomowej, Wiedeń (Austria).

W naszym kraju bloki EJ są dopuszczane do eksploatacji przez komisje państwowe. Podstawą do wydania zezwolenia na eksploatację jest osiągnięcie mocy projektowej, wyniki różnego rodzaju badań oraz obciążenia na wszystkich energetycznych poziomach mocy (również nominalnej). Ustalono dla tych bloków państwowe plany dostaw energii elektrycznej wymuszają forsowne próby eksploatacyjne bloku. Zmniejsza to w istotny sposób możliwość usunięcia wykrytych uszkodzeń, przygotowania personelu, szczegółowego ujawnienia i usunięcia przyczyn ujawnionych niesprawności. Wszystko to prowadzi do pozaplanowanych wyłączeń.

Wskutek natarczywych żądań Państwowego Dozoru Jądrowego ZSRR (PDJ ZSRR) opracowywany jest nowy tryb dopuszczania EJ do eksploatacji. Tryb ten przewiduje dopuszczanie EJ do eksploatacji próbnej, podczas której moc bloku podnoszona jest stopniowo, następują próby i długotrwała praca z mocą nominalną, a w końcu dopuszczenie bloku do stałej eksploatacji.

Ważną składową bezpieczeństwa EJ są kwalifikacje personelu, jego przygotowanie do wypełnienia obowiązków związanych z bezpieczeństwem, oraz opanowanie przez operatorów, kierownictwo techniczne i administracyjne kultury bezpieczeństwa. Wzrost tempa rozwoju energetyki jądrowej kraju nie był w swoim czasie poparty odpowiednimi działaniami w zakresie przygotowania specjalistów. Programy rozwoju technicznych środków szkolenia (m.in. pełnozakresowych symulatorów) spełży na niczym z powodu negatywnego stosunku do tych propozycji kierownictwa tej gałęzi przemysłu, organizacji projektowych i konstruktorskich.

Wyrównywanie socjalno-bytowych warunków życia osób pracujących w różnych gałęziach gospodarki narodowej, obniżenie zarobków w energetyce jądrowej oraz negatywny stosunek środków masowego przekazu do energetyki jądrowej spowodowały szybki upadek prestiżu specjalności energetyka w oczach społeczeństwa. Rezerwa kadrowa z energetyki konwencjonalnej i przemysłowych instalacji jądrowych została wykorzystana w końcu lat osiemdziesiątych. Podłączenie nowych mocy, a jednocześnie skierowanie doświadczonych specjalistów do innych krajów w ramach udzielania pomocy technicznej oraz gwałtowny wzrost liczby „wokółeksploatacyjnych” organizacji doprowadził do tego, że odpowiedzialne stanowiska w energetyce jądrowej zajmują osoby nie posiadające dostatecznego doświadczenia eksploatacyjnego i szkolenia awaryjnego.

Wiele do życzenia pozostawia również dokumentacja eksploatacyjna w naszych EJ. Odnosi się to do jej struktury, objętości, zawartości, formy przedstawienia, zatwierdzania, przechowywania i dostępności.

Stan taki został zauważony przez inspektorów MAEA w czasie misji OSART* w Rowieńskiej EJ.

Podwyższenie efektywności codziennej pracy z personelem, opracowanie jednolitych wymagań dotyczących jego kwalifikacji, programów i metodyki szkolenia, instrukcji, obowiązków pokonywania drogi awansu stanowiskowego (przede wszystkim przez operatorów), odpowiedzialność każdego za powierzony odcinek pracy — to najważniejsze czynniki obniżenia liczby zakłóceń z winy personelu, a tym samym zapewnienia bezpieczeństwa EJ. Otrzymujemy bardzo mało informacji o przyczynach błędów popełnianych przez personel, co nie pozwala opracować programu, który pomógłby je wykluczyć. Wg posiadanych danych INPO (Instytut Eksploatacji Elektrowni Jądrowych USA), udział nieścisłości i pomyłek instrukcji w błędach personelu wynosi — 43%, niedostateczne wiadomości i przygotowanie zawodowe — 18%, odstępstwa personelu od poleceń i instrukcji — 16%, niewłaściwe planowanie prac 10%, nieefektywna łączność między pracownikami — 6%, a inne przyczyny — 7%.

Na podstawie badań za granicą budowane są modele postępowania operatora w czasie incydentu w EJ. Pomagają one przewidzieć ewentualne błędy operatora i ich następstwa, oraz opracować i przeprowadzić weryfikację przyjętego sposobu działań operatorów. W naszym kraju dopiero obecnie zwraca się uwagę na te i podobne problemy. Dotychczas nie przeprowadzono badań dotyczących zachowania się personelu podczas ciężkich awarii i jego przygotowania do działania w takich warunkach. W kraju, jak dawniej, przyjęty jest schemat planowania działań personelu wg wcześniej opracowanego algorytmu działań dla danego typu incydentu (instrukcje likwidacji stanów awaryjnych) i tylko przy założeniu przebiegu awarii wg projektowego scenariusza. To wszystko dzieje się w czasie, gdy cały świat (uwzględniając doświadczenie awarii w Three Mile Island i Czarnobylskiej EJ), przechodzi na planowanie działań w warunkach ciężkiej awarii (opierając się na ocenie rozwoju sytuacji i stanu EJ w konkretnym momencie) i opracowuje specjalne środki kontroli i zarządzanie EJ podczas awarii. My uparczywie ignorujemy konieczność przygotowania personelu do pracy w warunkach ciężkiej awarii, ponieważ nie mamy opracowanych możliwych scenariuszy rozwoju takich awarii; wykazujemy też „nadopiekunczość” w stosunku do operatorów i ich kierowników, ukrywając przed nimi cenę tej lub innej pomyłki i jej

* OSART (Operational Safety Review Team) — misje do spraw przeglądu i oceny bezpieczeństwa eksploatacji elektrowni jądrowych, organizowane i prowadzone przez Międzynarodową Agencję Energii Atomowej o Wiedniu. O misjach OSART — patrz Biul. inf. 2/89 (przyp. Redakcji).

następstw. Szeroki krąg personelu eksploatującego nie zna pojęcia „ciężka awaria” i „zarządzanie EJ podczas ciężkiej awarii”.

Warto przyrzeć się także strukturom organizacyjnym EJ. Tradycyjnie są one zbudowane na zasadzie hierarchii, która — jeśli sędzić wg danych naszych kolegów z krajów zachodnich — jest wysoce nieoptymalna, nieekonomiczna i, co najważniejsze, niedoskonała z punktu widzenia zapewnienia bezpieczeństwa. Nasze przemysłowe struktury dopuszczają podwójne, a czasem potrójne podporządkowanie personelu eksploatacyjnego. Te same problemy dotyczące bezpieczeństwa znajdują się pod zarządem różnych kierowników, prace ważne dla bezpieczeństwa są wykonywane przez różne grupy ludzi formalnie nie związanych ze sobą. Nie ma również osobistej odpowiedzialności za wykonanie pracy od początku do końca.

Niezadawalające jest wyposażenie EJ w urządzenia do konserwacji i remontów, a także w nowoczesne środki diagnostyki stanu metalu, połączeń spawanych i wyposażenia elektronicznego i elektrotechnicznego, o znacznie utrudnia utrzymanie gwarantowanego bezpieczeństwa EJ na poziomie projektowym przez dłuższy czas. Przede wszystkim jest to istotne przy organizacji remontów i obsługi technicznej EJ, a trzeba przyznać, że eksploatacja bloków bez niebezpiecznych niesprawności urządzeń w okresie międzyremontowym jest dla naszego przemysłu atomowego jeszcze nierealna. Jest to tym bardziej prawdziwe, że problemy dopuszczenia EJ do eksploatacji i samej eksploatacji (włączając obsługę techniczną, remont, rewizje i inspekcje) nie były dotychczas opracowywane. U nas nie proponuje się i nie uzasadnia środków zapewniających bezpieczeństwo EJ w czasie projektowanego okresu eksploatacji. Na etapie projektowania EJ zakłada się i dowodzi bezpieczeństwa bloku. Obecnie posiadamy kilka pokoleń bloków istotnie znajdujących się w rozwiązaniach projektowych z punktu widzenia bezpieczeństwa. Rezultaty zbyt późnego uwzględnienia nowoczesnych wymagań bezpieczeństwa zbieramy teraz, gdy musimy rozstrzygnąć problemy wycofania z eksploatacji niektórych bloków dłużej przed czasem. Łamiemy głowy nad tym, co zrobić z innymi „pierworodnymi”. Tę lekcję należy zapamiętać na przyszłość.

Nasza baza normatywna, przynajmniej w dziedzinie podstawowych wymagań i kryteriów bezpieczeństwa, zawsze odstawała od poziomu światowego. Projektant „jadący w jednym wózku” z inwestorem EJ oraz wytwórcą energii, niezbyt usilnie stara się, by wymagania bezpieczeństwa były surowe. Nie było dotychczas organu, który mógłby zmienić ten stan i sformułować odpowiednie wymagania. Nie było i nie ma, jeśli wziąć pod uwagę sytuację związaną z uzgodnieniem nowej redakcji zasad i norm. PDJ ZSRR był

zmuszony iść na kompromisy. Zdajemy sobie sprawę, że normowania bezpieczeństwa należy oprzeć na kombinacji deterministyczno-probabilistycznej z nieodzownym modelowaniem matematycznym przebiegających procesów. Trzeba uwzględnić wszechstronne eksperymenty, włączając w to awarie projektowe i ciężkie awarie, a także uwzględnić badania stanowiskowe urządzeń i układów. Należy rozważyć i zapewne przestać cały system projektowania EJ, który obecnie oparty jest na wymaganiach SNIp*. Mają one niewiele wspólnego z wymaganiami i zaleceniami zawartości projektów EJ, które opracowało międzynarodowe środowisko energetyków jądrowych.

Rozważmy jeszcze sprawę wyposażenia technicznego naszych elektrowni i uzasadnienia przyjętych oraz planowanych rozwiązań technicznych grupy bloków z reaktorem WWER-440 (typ W-230), które zostaną rekonstruowane w latach 1992–94, bloków z reaktorem WWER-1000 budowanych i wyposażanych obecnie, a także bloków z reaktorami RBMK.

Rekonstrukcja starych bloków z reaktorami W-230, dzięki której osiągnęłyby nowoczesny poziom bezpieczeństwa, okazała się nierealna z powodów ekonomicznych. Wydatki na rekonstrukcję są porównywalne, a nawet przewyższają koszt nowych bloków. Obecnie można myśleć jedynie o częściowym wyposażeniu tych bloków w systemy bezpieczeństwa, które mogłyby neutralizować mniejsze awarie niż przewidują to współczesne wymagania. Jako kompensację braku zapewnienia bezpieczeństwa już dawno rozpatrywano wzmocnienie układów diagnostyki i kontroli stanu urządzeń. Jednak do tej pory nie ma odpowiednich decyzji. Nasze obecne elektrownie daleko odstają od poziomu światowego pod względem zakresu stosowania i jakości urządzeń diagnostycznych. Brak, lub mniejsza efektywność systemów bezpieczeństwa powinny być kompensowane albo rzeczywiście bardziej efektywnymi środkami diagnostyki (czego u nas do tej pory nie ma), albo taką częstotliwością użycia posiadanych środków, która nieuchronnie postawi problem ekonomicznej celowości eksploatacji bloku. W najbliższym czasie należałoby przeprowadzić ocenę proponowanych sposobów rekonstrukcji tych bloków i podjąć decyzję o ich dalszym losie. Do tej pory bezpieczeństwo tych bloków zależy głównie od jakości eksploatacji, a ta — jak wiadomo — wymaga znacznego udoskonalenia. Obecnie eksploatuje się i buduje kilka EJ z WWER-1000, które mają stanowić podstawę rozwoju przyszłej energetyki jądrowej w ZSRR. Chociaż kolejne bloki mają być budowane wg projektu „EJ o podwyższonym bezpieczeństwie”, to te eksploatowane obecnie formalnie powinny speł-

* SNIp (Sanitarnye normy i pravila) — Normy i przepisy sanitarne.

niać podstawowe wymagania bezpieczeństwa podane w „Ogólnych przepisach”*

Na razie projekty tych bloków odpowiadają poziomowi zapewnienia jakości energetyki jądrowej naszego kraju na etapie projektowania. Raport bezpieczeństwa EJ z seryjnym WWER-1000 do tej pory nie jest uzgodniony z PDJ ZSRR. Istnieją problemy nie do końca wyjaśnione. Wiadomo, że na wiele pytań nie uzyska się odpowiedzi bez przeprowadzenia dodatkowych prac naukowo-badawczych i doświadczalno-konstrukcyjnych. Natomiast już dzisiaj znane są problemy z wytwornicami pary EJ z WWER-1000. Jest to dostatecznie typowy przykład, jak kosztowny jest rozwój energetyki jądrowej bez należytych eksperymentów, obliczeń i starannego sprawdzenia w praktyce inżynierskiej. Do tego stwierdzenia można tylko dodać, że pomimo awarii w Rowieńskiej EJ w 1982 r., podejście do problemu przecieków z obiegu pierwotnego do wtórnego, a którego przyczyną było uszkodzenie wytwornicy pary niewiele się zmieniło. Po ośmiu latach od tego wydarzenia nie ma jeszcze ani dokumentacji bezpieczeństwa dla takiego przypadku, ani środków projektowych zapewniających bezpieczeństwo podczas takiego uszkodzenia. Natomiast wprowadza się mnóstwo rozwiązań technicznych na etapie projektów roboczych i budowy bloku (np., dla 4 bloku Zaporozkiej EJ było ich ponad 2000). Można by takie postępowanie zaakceptować, gdyby przyjęte rozwiązania były rejestrowane przez projektanta i stosowane w dokumentacji projektowej podczas budowy innych bloków. Wykorzystuje się jednak niepoprawione rysunki robocze bloków już zbudowanych podczas budowy następnych.

W ostatnim czasie pojawiły się kolejne problemy związane z pracą układów awaryjnych. To też jest wskaźnik braku kompleksowego podejścia do zapewnienia bezpieczeństwa. Brak wiarygodnych modeli matematycznych, stanowisk eksperymentalnych do sprawdzenia ważnych dla bezpieczeństwa elementów układu programu zapewnienia jakości prowadzi do tego, że błędy projektu ostatecznie ujawniają się w nowo zbudowanym bloku.

Wiadomo, że budowa nowych bloków EJ z RBMK została przerwana (5 i 6 blok Czarnobylskiej EJ, 6 blok Kurskiej EJ, 4 blok Smoleńskiej EJ). Sześć bloków pierwszej generacji wyposażonych w te reaktory (pierwsze dwa bloki Leningradzkiej, Kurskiej

* Mamy na myśli OPB-82, które nie różnią się zasadniczo od OPB-73, są jedynie bardziej precyzyjne. (OPB — Общѣе правила безопасности: Общие предписания безопасности).

i Czarnobylskiej EJ) powinno być zrekonstruowanych w latach 1992–94, by podnieść ich bezpieczeństwo. Po awarii w Czarnobylskiej EJ zostały opracowane najpilniejsze środki, które miały zneutralizować błędy w konstrukcji reaktora. Podczas realizacji najpilniejszych prac, oprócz tradycyjnego u nas przekroczenia terminów, została zademonstrowana słabość w dziedzinie fizyki RBMK w zakresie obliczeń i eksperymentów. Rekonstrukcja tych bloków, jak i EJ z WWER-440 (typ W-230), spowoduje powstanie trudnych do rozwiązania problemów. Zapewnienie jakości urządzeń i elementów dostarczonych do elektrowni jądrowych, a także jakości budowy elektrowni pozostanie dla nas problemem, tak jak to było do tej pory. Może to zniweczyć pozytywne wysiłki w innych dziedzinach. Z powodu niskiej jakości niektórych rodzajów urządzeń PDJ ZSRR zakazał montowania ich na budowie.

Przez długi czas pomijano problem odbioru, przetwarzania i składowania odpadów radioaktywnych przemysłu atomowego. Dzisiaj jeszcze nie ma ogólnopństwowego, ostatecznego rozwiązania tego złożonego i — z uwagi na nastroje społeczne — uciążliwego problemu.

Taki obraz przemysłu atomowego nie powstał dzisiaj i nie jest odkryciem dla specjalistów. Oczywiście konieczne jest przeanalizowanie przyczyn takiego stanu energetyki jądrowej w naszym kraju. Charakteryzuje on przecież każdy okres w cyklu istnienia elektrowni jądrowej (wybór lokalizacji, projektowanie, budowa, rozruch i eksploatacja). Wydaje się jednak, że musi istnieć jakaś przyczyna ogólna.

Spróbujemy przeanalizować sytuację w trzech dziedzinach procesu tworzenia bezpiecznej elektrowni jądrowej jako produktu końcowego: co robić, jak robić i jak zapewnić właściwe wykonanie. Hasło „co robić” (zestaw wymagań dotyczących istnienia i dyspozycyjności określonych układów, wyposażenia i urządzeń elektrowni jądrowej gwarantujących jej bezpieczeństwo), obecnie nie ma dla specjalistów tajemnic. Dostatecznie dobrze wiadomo, w jaki sposób można osiągnąć znaczne podniesienie poziomu bezpieczeństwa. Trudności pojawiają się wtedy, gdy rzecz dotyczy możliwych do przyjęcia kosztów elektrowni jądrowej lub rozwiązania narosłych w ostatnim czasie problemów w stosunkach atomistów ze społeczeństwem.

Problem „jak robić” (zaprojektować, skonstruować, wykonać, wyposażyć konieczne układy, urządzenia, blok reaktora elektrowni jądrowej) nie jest tak oczywisty, ale nie jest bez wyjścia. Potencjał technologiczny jakim dysponujemy w kraju (oczywiście jeśli nie w produkcji masowej to na poziomie eksperymentalnym lub laboratoryjnym), pozwala wykonać konieczne materiały, maszyny i urządzenia oraz układy. Chociaż są takie dziedziny technologii, gdzie nasz poziom technologiczny jest niski (np. technika obliczeniowa).

Podstawowy problem z naszego punktu widzenia zawiera się w tym, „jak zapewnić wykonanie postawionych zadań na wymaganym poziomie”. W praktyce zagranicznej ten rodzaj działań, pod nazwą zapewnienia jakości, ma podstawowe znaczenie dla gwarancji bezpieczeństwa elektrowni jądrowych. W naszym kraju nie przykładano należytej wagi do zapewnienia jakości. Zakładało się, że cały system zobowiązań i stosunków między urzędami powinien automatycznie zapewnić jakość. Próby opracowania systemu zapewnienia jakości, analogicznego do zagranicznych, napotykały na błędne koło skomplikowanych powiązań. Życie pokazało, że stary system stosunków administracyjnych i ekonomicznych nie może zapewnić wymaganej jakości. Wdrożenie systemu zapewnienia jakości w energetyce jądrowej stało się prawdziwą koniecznością. Znalazło to odbicie w OPB-88 („Ogólne przepisy bezpieczeństwa”), w których wymaga się m.in. opracowania programu zapewnienia jakości dla elektrowni jądrowej i przyjęcia dokumentu normatywnego „Wymagania dotyczące zapewnienia jakości elektrowni jądrowych”. Rozważając problem, jak zapewnić wykonanie, należy stwierdzić, że organizacje i pracujący w nich ludzie albo nie mogą, albo nie chcą robić tego co należy. Nie mogą, bo nie ma odpowiedniego zabezpieczenia materiałowego i technicznego, a nie chcą dlatego, że nie zawsze są moralnie i materialnie zainteresowani w rezultatach swojej pracy. Dlatego też obecny stan przemysłu atomowego jest odwzorowaniem ogólnego stanu naszej narodowej gospodarki w ostatnich dziesięcioleciach*.

Przyczyna jest ogólna. Aby wyprowadzić naszą energetykę jądrową z tego stanu, przede wszystkim należy wprowadzić nowe wzajemne stosunki między ludźmi pracującymi w tej gałęzi przemysłu, oprócz je na nowych źródłach finansowania, stworzyć warunki rzeczywistego zainteresowania i odpowiedzialności

* Gazeta „Prawda” z 20.05.88 r.

tak organizacji jak i ich pracowników. Czy można mówić o efektywności pracy organu nadzoru w warunkach, gdy ludzie nie mogą lub nie chcą spełnić określonych wymagań? System nadzoru może mieć sens wówczas, gdy nadzorowani mają motywację, by pracować prawidłowo, a organa nadzoru oceniają i kontrolują prawidłowość rozumienia zadań, prawidłowość oceny sił i możliwości wykonania zadania, które jest rozpoczynane, poprawiają lub nakazują właściwe postępowanie. Taki rodzaj działań kontrolujących na Zachodzie nazywa się licencjonowaniem. W naszym kraju nie ma ustawy tworzącej podstawy prawne i zasady bezpiecznego wykorzystywania energii atomowej, ochrony życia, zdrowia i własności obywateli oraz ochrony otaczającego środowiska przed możliwym negatywnym jej oddziaływaniem.

Państwo nie określiło regulacji prawnej stosunków społecznych we wszystkich stadiach uzyskiwania, przekształcania i wykorzystywania energii atomowej w gospodarce narodowej. W trybie ustawowym nie ustalono zasad działania organizacji i obywateli, związanych z energią atomową. Brak tego prawa jest jedną z przyczyn tego, że w kraju nie powstał harmonijny, efektywny system regulujący rozwiązywanie problemów bezpieczeństwa energetyki jądrowej. Nie ma organu państwowego odpowiadającego za prace regulujące całą dziedzinę problemów bezpieczeństwa przemysłu atomowego. W tę działalność, w różnym stopniu, były włączone Ministerstwo Energii Atomowej ZSRR, Ministerstwo Zdrowia ZSRR, Ministerstwo Spraw Wewnętrznych ZSRR, Komitet Państwowy Hydrometeorologii ZSRR i inne. Ale żaden z tych organów (resortów) nie jest państwowym dozorem jądrowym (organem regulującym). Obowiązki użytkownika nie są prawnie uregulowane, nie było i nie ma wyraźnie określonych praw i odpowiedzialności ministerstw, urzędów, organizacji i osób urzędowych, które mają kontakt z wykorzystaniem energii atomowej. Rozczłonkowany system kontroli powoduje pobieżne oceny użytkowników instalacji jądrowych i instalacji wykorzystujących promieniowanie jonizujące. Rozdrobnienie tego systemu nie pozwala na wykonanie obiektywnej analizy bezpieczeństwa. Powoduje to nieuwzględnianie czynników niebezpiecznych, i prowadzi do asekuranctwa i niewiarygodności. Resortowy charakter kontroli pozwala na ukrycie elementów niebezpiecznych, stwarzając przy tym pozory pomyślności.

Brak ustawy negatywnie wpłynął również na stan norm i zasad bezpieczeństwa. Stosowanie ich jest

deklarowane jedynie dokumentami normatywnymi i technicznymi (DNT), a poza tym sposób ich opracowywania, konsultowania i zatwierdzania, przy braku odpowiedniego prawa, doprowadził do skostnienia systemu DNT.

W większości krajów rozwiniętych opracowania i zatwierdzania dokumentacji normatywnej i technicznej dokonują dozory jądrowe, które mogą zlecać i zlecają opracowanie tej dokumentacji innej organizacji. Jednak ostateczną decyzję o projekcie dokumentu podejmuje dozór jądrowy i on odpowiada przed państwem za niezbędność oraz wystarczalność ustalonych norm bezpieczeństwa.

Q.M. Kowalewicz, W.A. Sidorenko, N.A. Sztejnberg: Problems of Nuclear Energetic Safety in the Soviet Union.

Authors describe present state of soviet nuclear energy. They don't cover problems relative to its development and what reasons made so bleak picture of this economic branch. They pay particular attention to low level of nuclear safety in nuclear power plants. The improvement of this situation they see in enacting of atomic law, as quickly as possible, which will make a bases of safety development in nuclear industry.

Dlatego też jak najszybciej należy zatwierdzić ustawę o wykorzystaniu energii atomowej, która jest kluczowym punktem powrotu do bezpiecznej energii atomowej i stanowi podstawę prawną bezpiecznego rozwoju przemysłu atomowego. Istnienie podstawy prawnej i przejście gospodarki narodowej do stosowania ekonomicznych metod pozwoli rozwiązać wiele problemów bezpiecznego rozwoju energetyki jądrowej. Nie mamy wątpliwości, że taki bezpieczny rozwój jest możliwy, a bez niego kraj nie będzie mógł rozwiązać problemów energetycznych, ekologicznych ani ekonomicznych.

(Artykuł opubl. w.: *Atomnaja energija*, 1990, t. 68, wyp. 5, 333-337. Tłum.: A. Kuczyński).