



BEZPIECZEŃSTWO
JADROWE
I OCHRONA
RADIOLÓGICZNA

3/90

BEZPIECZEŃSTWO JĄDROWE i OCHRONA RADIOLOGICZNA

BIULETYN INFORMACYJNY

Notki o autorach

- Wojciech Chruścielewski** — dr nauk techn., absolwent Wydziału Matematyczno-Fizyczno-Chemicznego Uniwersytetu Łódzkiego, kierownik Pracowni Aerozoli Promieniotwórczych w Instytucie Medycyny Pracy w Łodzi. Inspektor Dozoru Jądrowego.
- Tomasz Jackowski** — mgr inż., absolwent Wydziału Elektroniki Politechniki Warszawskiej, kierownik Pracowni Analiz Niezawodnościowych i Oceny Ryzyka w Zakładzie Analiz Bezpieczeństwa Obiektów Jądrowych w Centralnym Laboratorium Ochrony Radiologicznej, specjalista bezpieczeństwa w energetyce jądrowej.
- Edward T. Józefowicz** — doc. dr hab. inż., absolwent Wydziału Chemicznego Politechniki Łódzkiej (chemia jądrowa), wieloletni pracownik Instytutu Badań Jądrowych w Świerku, kierownik Pracowni Statyki Reaktorów I IBJ; od 1984 r. w Zespole Dozoru Jądrowego w Centralnym Laboratorium Ochrony Radiologicznej; specjalista fizyki reaktorowej, starszy inspektor dozoru jądrowego.
- Andrzej Kostyrko** — dr. inż., absolwent Wydziału Chemii Politechniki Gdańskiej, adiunkt w Zespole Dozoru Jądrowego w Centralnym Laboratorium Ochrony Radiologicznej, inspektor dozoru jądrowego.
- Maciej Kulig** — dr. inż., absolwent Wydziału Mechaniki, Energetyki i Lotnictwa Politechniki Warszawskiej, kierownik Zakładu Analiz Bezpieczeństwa Obiektów Jądrowych w Centralnym Laboratorium Ochrony Radiologicznej, specjalista w energetyce jądrowej.
- Andrzej Pawlak** — mgr, absolwent Wydziału Matematyki, Fizyki i Chemii Uniwersytetu im. Adama Mickiewicza w Poznaniu, inspektor dozoru jądrowego, specjalista bezpieczeństwa w energetyce jądrowej.
- Ryszard Siwicki** — mgr inż., absolwent Wydziału Łączności Politechniki Warszawskiej, kierownik Zakładu Kontroli w CLOR, starszy inspektor dozoru jądrowego, specjalista ochrony radiologicznej.
- Bernard Woronkin** — mgr inż., absolwent Wydziału Budowy Maszyn Politechniki Gdańskiej oraz Studium Podyplomowego Energetyki Jądrowej Politechniki Gdańskiej, kierownik Działu Kontroli Rewizyjnej w Zespole Głównego Specjalisty d/s Zapewnienia Jakości w Elektrowni Jądrowej „Żarnowiec” w budowie.

Nr 3 — 1990
Warszawa

Spis treści

<i>T. Jackowski, M. Kulig: Analizy bezpieczeństwa elektrowni jądrowych</i>	3
<i>A. Pawlak: Sprawowanie dozoru jądrowego nad II elektrownią jądrową</i>	11
<i>B. Woronkin: System zapewnienia jakości EJ Żarnowiec</i>	14
<i>E. T. Józefowicz: Wstrzymanie budowy EJ „Żarnowiec” z punktu widzenia Dozoru Jądrowego</i>	18
<i>R. Siwicki: Zezwolenie na wykonywanie źródeł promieniowania</i>	21
<i>A. Kostyrko: Awaria radiologiczna w Goiania (Brazylia)</i>	22
<i>W. Chruścielewski: Naturalne zagrożenie radiacyjne w górnictwie</i>	26
<i>List do Redakcji</i>	28
<i>L. Adamski: Odpowiedź</i>	

T. Jackowski, M. Kulig, Analizy bezpieczeństwa elektrowni jądrowych
W artykule omówiono zagadnienia związane z oceną zagrożeń elektrowni jądrowych w różnych sytuacjach awaryjnych. Przedstawiono ogólne zasady analiz bezpieczeństwa niezbędnych przy ich projektowaniu i eksploatacji.

Potrzebne informacje uzyskuje się dwiema metodami: probabilistyczną i deterministyczną. W obu metodach wykorzystuje się modelowanie matematyczne, stosując odpowiednie zestawy kodów komputerowych.

Oceniono także krajowe możliwości w zakresie analiz bezpieczeństwa elektrowni jądrowych.

T. Jackowski

M. Kulig

ANALIZY BEZPIECZEŃSTWA ELEKTROWNI JĄDROWYCH

Wprowadzenie

Oceniając bezpieczeństwo elektrowni jądrowych bierze się pod uwagę wszystkie możliwe zagrożenia, w wyniku których może nastąpić narażenie ludzi na promieniowanie. Rozważa się przy tym zarówno zagrożenia dla personelu EJ, jak i ludności znajdującej się w otoczeniu EJ.

Wszystkie potencjalne zagrożenia muszą być starannie przeanalizowane. Rezultaty tych analiz są punktem wyjścia przy podejmowaniu różnorodnych decyzji projektowych i normatywno-proceduralnych, zmierzających do zapewnienia bezpiecznej eksploatacji obiektów jądrowych.

W czasie normalnej pracy EJ narażenie ludzi jest bardzo niewielkie. Źródłem zagrożenia dla personelu eksploatacyjnego jest promieniowanie pochodzące z urządzeń zawierających skażone chłodziwo lub odpady promieniotwórcze. Niewielkie przecieki technologiczne skażonego chłodziwa powodują również skażenie powietrza w pomieszczeniach. Dawki ekspozycyjne i inhalacyjne, na jakie narażony jest personel z tych źródeł zagrożenia, są z reguły niewielkim ułamkiem dawek dopuszczalnych.

Bez porównania większe jest zagrożenie personelu w czasie prac remontowych i konserwacyjnych. W tych przypadkach ocena stopnia narażenia jest bardzo istotna dla prawidłowego zaplanowania prac remontowych czy zastosowania odpowiednich środków technicznych minimalizujących dawki personelu.

W warunkach normalnej eksploatacji zagrożenia dla ludności mogą pochodzić wyłącznie z kontrolowanych uwolnień produktów radioaktywnych do środowiska przez układy wentylacyjne i układy gospodarki odpadami promieniotwórczymi. Przedmiotem analiz przy ocenie tych zagrożeń są odpowiednie aktywno-

ci, intensywności uwolnień oraz mechanizmy i sposób rozprzestrzeniania się produktów radioaktywnych w środowisku. Używane metody analiz są stosunkowo dobrze znane i opanowane, a ich stosowność potwierdza bogata praktyka eksploatacyjna.

Źródłem znacznie poważniejszych zagrożeń mogą być sytuacje, w których nastąpi wydostanie się produktów rozszczepienia z materiału paliwowego do otoczenia. Awary takie są przedmiotem głównego zainteresowania przy ocenie bezpieczeństwa elektrowni jądrowych. Zainteresowanie to znacznie wzrosło w ostatnich latach, w związku z poważnymi awariami jakie miały miejsce w elektrowni TMI w USA i w elektrowni Czarnobyl w ZSRR.

W niniejszym artykule ograniczono się do omówienia zagadnień związanych z oceną zagrożenia EJ w sytuacjach awaryjnych, a w szczególności w warunkach poważnych awarii. Analizy bezpieczeństwa związane z normalną eksploatacją EJ nie są dyskutowane.

Charakterystyki potencjalnych awarii

Awary reaktorowe, które mogą spowodować wydostanie się produktów rozszczepienia z materiału paliwowego do otoczenia, charakteryzują się naruszeniem systemu barier ochronnych, mających za zadanie izolację produktów rozszczepienia. Bariery te są utworzone przez struktury konstrukcyjne elementów paliwowych (pastylki paliwowe i koszulki), ścianki obiegu pierwotnego oraz obudowę bezpieczeństwa.

Wyróżnić można kilka podstawowych kategorii awarii, w wyniku których może nastąpić naruszenie wspomnianych wyżej barier. Najbardziej typowe sytuacje awaryjne dają się sklasyfikować w czterech grupach:

- 1) awarie reaktywnościowe,
- 2) zakłócenia procesu chłodzenia,
- 3) wypadki w czasie manipulacji paliwem,
- 4) awarie wywołane czynnikami zewnętrznymi.

Awarie zakwalifikowane do pierwszej i drugiej grupy charakteryzują się nie zrównoważonym bilansem energii w systemie chłodzenia reaktora. W awariach reaktywnościowych mamy do czynienia z niekontrolowanym wzrostem mocy neutronowej, przewyższającej możliwości odbioru ciepła z elementów paliwowych przez system chłodzenia. Sytuacja taka może zdarzyć się nawet wtedy, gdy system chłodzenia jest w pełni sprawny.

W przypadku awarii spowodowanych zaburzeniem procesu chłodzenia następuje zmniejszenie zdolności przyjmowania ciepła, prowadzące do przegrzania rdzenia, mimo że projektowy poziom mocy nie jest przekroczony.

Awarie reaktywnościowe mogą charakteryzować się stosunkowo powolnym przeciążeniem cieplnym paliwa lub gwałtownym krótkotrwałym wzrostem poziomu mocy. W obu przypadkach może nastąpić stopień paliwa, spowodowane przez nie dość szybkie odprowadzenie ciepła do chłodziwa. Towarzyszy temu wzrost ciśnienia w obiegu pierwotnym. W ekstremalnych przypadkach może doprowadzić to do poważnego uszkodzenia elementów paliwowych, przy równoczesnym zagrożeniu utratą integralności obiegu pierwotnego.

Przyczyny zaburzeń w procesie odbioru ciepła mogą być różne. Należy wymienić tu zakłócenia natężenia przepływu chłodziwa, zaburzenia temperaturowe w obiegu chłodzenia, a także utratę chłodziwa z obiegu pierwotnego. Spadek natężenia przepływu może nastąpić na skutek zmniejszenia przekroju przepływowego (zatkania kanałów) w pętach obiegu pierwotnego lub na skutek niesprawności pomp cyrkulacyjnych. Szczególnie groźna jest utrata zasilania elektrycznego wszystkich pomp cyrkulacyjnych.

Temperatura i ciśnienie w obiegu pierwotnym mogą wzrosnąć nadmiernie, jeżeli ciepło wytwarzane w reaktorze nie zostanie odprowadzone z obiegu pierwotnego. Awarie zakłócające proces przekazywania ciepła w wytwornicach pary mogą nastąpić w wyniku niesprawności wtórnego obiegu chłodzenia, takich jak zmniejszenie natężenia przepływu (np. wskutek uszkodzenia pomp wody zasilającej), utrata chłodziwa wtórnego (np. w wyniku pęknięcia rurociągu parowego lub rurociągu wody zasilającej), czy wreszcie niesprawność systemu chłodzenia kondensatora turbiny.

Wspomniane wyżej awarie wywołane zaburzeniem odbioru ciepła mogą powodować poważne skutki, gdy reaktor pracuje na pełnej mocy. Awarie reaktywnościowe natomiast mogą spowodować uszkodzenie elementów paliwowych w warunkach niskiego poziomu mocy, a nawet wtedy, gdy reaktor jest podkrytyczny.

W awariach zaistniałych w czasie manipulacji paliwem, ilość materiału radioaktywnego, który może być uwolniony w wyniku awarii, stanowi niewielką część

wsadu, zawartego w rdzeniu reaktora. Mimo to awarie takie mogą być groźne, ponieważ zostają uszkodzone elementy paliwowe znajdujące się poza barierą obiegu pierwotnego i uwolnienia następują bezpośrednio do obudowy bezpieczeństwa. Źródłem uszkodzeń tego typu może być niedostateczne chłodzenie paliwa w czasie transportu lub przechowywania, albo mechaniczne uszkodzenie elementów podczas manipulacji przeladunkowych.

Czwarta grupa obejmuje sytuacje awaryjne zapoczątkowane przez zjawiska zewnętrzne — naturalne lub wywołane przez człowieka, huragany, powodzie, trzęsienia ziemi, katastrofy lotnicze lub uderzenia pocisków itp. Większość tych zdarzeń grozi utratą integralności obudowy bezpieczeństwa. Trzęsienia ziemi są normalnie uważane za sytuacje o największym potencjalnym zagrożeniu, ponieważ wstrząsy mogą uszkodzić nie tylko strukturę mechaniczną obudowy, lecz również każdy z systemów elektrowni.

Ogólne zasady analiz bezpieczeństwa

Ze względu na znaczny koszt oraz złożoność instalacji jądrowych, a także zagrożenia związane z technologią jądrową, wiedza dotycząca stanów awaryjnych EJ nie może być gromadzona metodą prób i błędów. Przedmiotem szczególnego zainteresowania projektantów i użytkowników są sytuacje awaryjne, które nie mogą być symulowane w obiektach rzeczywistych. Należy podkreślić, że nie istnieją również dostatecznie bogate doświadczenia dotyczące awarii zaistniałych w eksploatowanych EJ.

Z tego względu informacje potrzebne przy projektowaniu i eksploatacji EJ muszą być uzyskiwane na drodze modelowania matematycznego, przy użyciu odpowiednich kodów komputerowych. Symulowane zjawiska są niezwykle złożone i wymagają stosowania skomplikowanych modeli i wyrafinowanych metod numerycznych, a także nowoczesnych, dużych i szybkich maszyn cyfrowych. Interdyscyplinarny charakter zjawisk jest dodatkowym elementem utrudniającym opracowanie modeli.

Narzędzia obliczeniowe stosowane do symulacji stanów awaryjnych są opracowywane przez wieloosobowe zespoły specjalistów, przy znacznych nakładach sił i środków. W procesie tym wielkie znaczenie ma staranna weryfikacja poszczególnych modeli i całych kodów obliczeniowych, oparta na eksperymentach przeprowadzanych z reguły w przystosowanych do tego instalacjach badawczych.

Charakter problemów oraz narzędzia obliczeniowe stosowane w ocenie bezpieczeństwa EJ są bardzo różnorodne i zależą w dużej mierze od zastosowań praktycznych. Ze względu na odmienne zastosowania, a także z historycznego punktu widzenia, należy wyróżnić dwa zasadnicze podejścia do zagadnień bezpieczeństwa — deterministyczne i probabilistyczne.

W podejściu deterministycznym rozpatruje się pewne nienormalne zdarzenia początkujące sytuację awaryjną i bada się odpowiedź obiektu na takie zdarzenie.

Analizy przeprowadza się dla określonego sposobu i zakresu działania poszczególnych środków zabezpieczeń (wybranych z reguły na drodze subiektywnej). Przyjmując założenia o zdarzeniu początkowym oraz zachowaniu się poszczególnych systemów bezpieczeństwa, definiuje się pewną liczbę tzw. awarii projektowych, a w szczególności maksymalną awarię projektową. Analizy takich awarii są podstawą do oceny stopnia bezpieczeństwa całego obiektu.

W podejściu probabilistycznym, zamiast jednej lub kilku wybranych subiektywnie awarii projektowych, rozważa się teoretycznie wszystkie możliwe zdarzenia początkujące i wszystkie możliwe scenariusze zdarzeń następujących w ich wyniku. Ocena stopnia bezpieczeństwa odbywa się na podstawie wskaźnika ilościowego, określonego jako suma iloczynów prawdopodobieństw wystąpienia określonego zdarzenia (ciągu zdarzeń) p_s oraz stopnia szkodliwości skutków wywołanych tym zdarzeniem (ciągami zdarzeń) C_s , dla wszystkich scenariuszy awarii 1, 2, ..., s

$$R = \sum_s p_s C_s$$

Wskaźnik ten jest nazywany ryzykiem, a metody wykorzystujące to pojęcie są znane pod nazwą Probabilistycznych Ocen Ryzyka (Probabilistic Risk Assessment — PRA). Analizy ryzyka odnoszą się zwykle do skutków radiologicznych i ich wpływu na człowieka. Używane jest również określenie — Probabilistyczne Analizy Bezpieczeństwa (Probabilistic Safety Analysis — PSA), stosowane do bardziej ogólnej klasy studiów o różnorodnym zakresie, które wykorzystują podejście probabilistyczne do analizy bezpieczeństwa ujmując probabilistyczne aspekty inżynierii.

Sposób zachowania się obiektu w sytuacjach awaryjnych zapoczątkowanych przez określone zdarzenie początkowe oraz fizyczne skutki związane z określoną sekwencją zdarzeń analizuje się w obu podejściach przy użyciu tych samych metod, opierając się na tych samych danych liczbowych. Pewne różnice związane są z konserwatywną oceną skutków w analizach deterministycznych, które wprowadzają celowo i świadomie szereg elementów pesymizujących rezultaty, dla stworzenia określonych marginesów bezpieczeństwa. Odróżnia to je od metod probabilistycznych, które charakteryzuje tendencja do realistycznego traktowania procesów fizycznych.

Metodologiczne podstawy analiz deterministycznych

Metody deterministyczne stanowią podejście uznane i powszechnie stosowane przy projektowaniu i ocenie bezpieczeństwa obiektów jądrowych. Ze względu na uwarunkowania historyczne, metody te stanowią w chwili obecnej podstawowe narzędzie w procesie licencjonowania obiektów jądrowych.

Jak wspomniano wyżej, podstawowym elementem deterministycznej oceny bezpieczeństwa jest wybór nienormalnych zdarzeń i sytuacji awaryjnych, stanowiących podstawę do oceny bezpieczeństwa. W praktyce projektowania EJ wprowadza się podział tych

sytuacji na kategorie zależne od częstotliwości ich występowania.

„Przewidywane zakłócenia eksploatacyjne” stanowią kategorię o znacznym prawdopodobieństwie wystąpienia. Zdarzenia te są podstawą przy ustalaniu koncepcji technicznych środków bezpieczeństwa EJ. Z reguły, zdarzenia zaliczane do tej grupy nie powinny spowodować naruszenia żadnej z barier ograniczających rozprzestrzenianie się produktów rozszczepienia do otoczenia.

„Możliwe sytuacje awaryjne” obejmują zdarzenia o bardzo małym prawdopodobieństwie występowania, które jednak brane są pod uwagę przy projektowaniu technicznych środków zabezpieczeń EJ. W grupie tej definiuje się tzw. Maksymalną Awarię Projektową (MAP), stanowiącą podstawę przy ustalaniu generalnej projektowej koncepcji bezpieczeństwa EJ. W odniesieniu do tych sytuacji awaryjnych może nastąpić naruszenie barier, jednak wymaga się aby potencjalne uwolnienia produktów radioaktywnych nie przekraczały poziomu dopuszczalnych, określonych ogólnie przyjętymi przepisami bezpieczeństwa i ochrony radiologicznej.

Sytuacje awaryjne określane jako poważne awarie, stanowią kategorię o niezwykle małym prawdopodobieństwie występowania. W odniesieniu do tych awarii nie są wymagane dodatkowe techniczne środki bezpieczeństwa, mające utrzymać poziom uwolnień w dopuszczalnych granicach. Analizy tych awarii są jednak podstawą do planowania działań organizacyjnych zabezpieczających ludność przed skutkami awarii tego typu (tzw. planowanie awaryjne).

W szczegółowych przepisach dotyczących licencjonowania EJ, określa się z reguły zbiór scenariuszy, które muszą być analizowane w ramach projektu. W praktyce, zbiór ten niejednokrotnie był uzupełniany, w miarę gromadzenia nowych doświadczeń eksploatacyjnych lub rezultatów prac badawczych czy teoretycznych. Między innymi, źródłem takich informacji mogą być rezultaty analiz probabilistycznych. Ostatnio, w niektórych krajach, analizy poważnych awarii są włączane do analiz projektowych, odnoszących się do technicznych środków bezpieczeństwa, mających zmniejszyć skutki poważnych awarii EJ.

Przepisy licencyjne zwykle określają założenia, jakie należy przyjmować w analizach. Ustalania dotyczą warunków początkowych układu, zakresu działania środków bezpieczeństwa, działań operatora itp. Określa się także zakres analiz oraz kryteria bezpieczeństwa stosowane do oceny rezultatów.

Charakterystyczną cechą analiz tego typu jest stosowanie wielu założeń upraszczających, z reguły pesymizujących. W wielu przypadkach założenia te dotyczą zjawisk, których precyzyjne modelowanie jest zbyt złożone lub niedostatecznie opanowane pod względem metodologicznym. Typowym przykładem są pesymizujące założenia przy analizach MAP, dotyczące uwolnień produktów rozszczepienia z uszkodzonych elementów paliwowych.

Bardzo specyficznym elementem analiz deterministycznych jest arbitralny i subiektywny wybór Maksy-

malnej Awarii Projektowej. Odnośnie przepisy stosowane w poszczególnych krajach różnią się niekiedy bardzo znacznie. W odniesieniu do EJ ŻARNOWIEC przyjmuje się jako MAP awarię zapoczątkowaną przez obustronne pęknięcie głównego rurociągu obiegu pierwotnego, zakładając przy tym uszkodzenie elementów paliwowych w ilości równej 10% całego wsadu. Należy zauważyć, że z punktu widzenia potencjalnych zagrożeń radiologicznych, tak zdefiniowana awaria jest awarią bardzo poważną.

Metodologiczne podstawy analiz probabilistycznych

W zależności od sposobu zdefiniowania skutków awarii przedmiot i zakres analiz probabilistycznych (PRA) może być różny. Klasyczne analizy PRA wykonane w pełnym zakresie zawierają trzy podstawowe elementy:

- Jakościowy opis sytuacji awaryjnych, podany w formie zbioru ciągów zdarzeń oraz charakterystyki ilościowe określające prawdopodobieństwo wystąpienia każdej z tych sytuacji;
- Analizę procesów fizycznych mierzącą do określenia uwolnień radioaktywnych do otoczenia (ilość i charakterystyki czasowe) dla każdego typu sytuacji awaryjnej;
- Analizę skutków uwolnień w środowisku otaczającym EJ.

Wszystkie te elementy składają się na model PRA, który określa prawdopodobieństwo radiologicznych skutków dla otoczenia w formie ryzyka związanego z awariami EJ.

Pierwsza część kompleksowej analizy PRA nazywana jest często analizami niezawodnościowymi lub analizami systemowymi. Ta część PRA może stanowić oddzielną i jedną część probabilistycznych analiz bezpieczeństwa EJ. Koncentruje się ona na systematycznej identyfikacji i skatalogowaniu wszystkich sytuacji awaryjnych prowadzących do poważnego uszkodzenia (stopienia) rdzenia oraz na określeniu częstotliwości występowania każdej z tych sytuacji.

Sytuacje awaryjne, stanowiące przedmiot rozważań w tym etapie analiz, określa się w kategoriach prawidłowego lub nieprawidłowego funkcjonowania poszczególnych systemów, istotnych dla przebiegu awarii.

Zdarzenia charakteryzujące sytuację awaryjną są definiowane w kontekście trzech podstawowych zadań związanych z bezpieczeństwem, obejmujących ochronę elementów paliwowych przed stopnieniem, ochronę integralności obudowy bezpieczeństwa oraz zmniejszenie intensywności uwolnień radioaktywnych. Każdemu z tak określonych zadań przyporządkowuje się odpowiedni system lub grupę systemów.

Ważnym elementem niezbędnym dla definicji zdarzeń są kryteria pomyślnego wykonania zadań bezpieczeństwa, rozumiane jako ilościowe wymagania precyzujące warunki działania systemu (grupy systemów), przy zachowaniu których określone zadania uważa się za spełnione pomyślnie.

Najlepiej znaną i często stosowaną formą przedstawienia zbioru możliwych sytuacji awaryjnych są tzw. drzewa zdarzeń, stanowiące grficzny sposób przedstawienia w zwarty sposób wszystkich możliwych sytuacji awaryjnych wywołanych przez określone zdarzenia początkujące.

Drzewa zdarzeń budowane są z reguły nie dla jednego zdarzenia początkującego, lecz dla całej grupy zdarzeń, dla których odpowiedź obiektu jest jakościowo taka sama. Takie postępowanie znacznie zmniejsza rozmiary modelu, co — praktycznie biorąc — jest warunkiem koniecznym dla skutecznego rozwiązania problemu.

Katalog możliwych scenariuszy awaryjnych, przedstawiony w postaci drzew, stanowi punkt wyjścia dla dwóch następných etapów PRA. Jednym z nich jest niezawodnościowa analiza systemów, którą zalicza się do pierwszej części analiz PRA. Następnym etapem jest ocena zjawisk fizycznych związanych z awarią, zachowaniem się obudowy bezpieczeństwa oraz uwolnieniami produktów radioaktywnych, należąca do drugiej części kompleksowych analiz PRA.

Analizy niezawodnościowe wykonywane są w odniesieniu do każdego systemu pojawiającego się w drzewach zdarzeń. Najlepiej znaną i najczęściej stosowaną formą tych analiz są analizy drzew uszkodzeń, stanowiące systematyczną metodę identyfikacji niesprawności systemów przez śledzenie pierwotnych przyczyn na poziomie komponentów, błędów obsługi lub uszkodzeń systemów wspierających.

Drzewa uszkodzeń stanowią logiczny model o charakterze jakościowym, pozwalający wyrazić określone zdarzenie złożone (nazywane wierzchołkowym) w kategoriach innych zdarzeń (bazowych), prostszych i łatwiejszych do oceny. Te ostatnie mogą być scharakteryzowane pod względem ilościowym (w kategoriach probabilistycznych) na podstawie obserwacji eksploatacyjnych w danym obiekcie lub obiektach podobnych. Informacje takie pozwalają wyrazić prawdopodobieństwo zdarzenia wierzchołkowego w zależności od prawdopodobieństw zdarzeń bazowych.

W analizach PRA drzewa uszkodzeń sporządzane są dla wszystkich systemów występujących w drzewach zdarzeń, nazywanych systemami pierwszoplanowymi, a także dla systemów pomagających, od których zależy praca systemów pierwszoplanowych. Przy analizie poszczególnych sytuacji awaryjnych, drzewa te są sprzęgane ze sobą przy użyciu odpowiednich operatorów logicznych w jedno duże drzewo, którego zdarzeniem wierzchołkowym jest wystąpienie określonego ciągu zdarzeń.

Opracowany model logiczny każdego ze scenariuszy jest analizowany przy użyciu przystosowanych do tego programów komputerowych. Również szereg czynności związanych z przygotowaniem problemu, w tym scalenie poszczególnych drzew systemowych, może być zautomatyzowane. Jakościowe analizy modelu polegają na znalezieniu podstawowych kombinacji zdarzeń, przy których następuje zadarzenie wierzchołkowe (tzw. zbioru minimalnych przekrojów drzewa). W ramach analiz ilościowych przeprowadza się

kwantyfikację i określa prawdopodobieństwa wystąpienia poszczególnych sytuacji awaryjnych.

Druga część studium PRA koncentruje się na zjawiskach rozprzestrzeniania się produktów radioaktywnych wewnątrz obiektu oraz możliwych uwolnień z EJ. Wynikiem analiz są charakterystyki jakościowe i ilościowe — uwolnień — postać, ilość i przebieg czasowy, a także klasyfikacja uwolnień w formie odpowiednich kategorii.

Zasadniczym elementem tej części PRA są analizy zjawisk uwalniania się produktów rozszczepienia z paliwa i ich migracji do potencjalnych miejsc uwolnienia. Dla każdego z możliwych stanów zniszczenia obiektu dokonywane są analizy ciepłno-przepływowe, dotyczące zarówno reaktora, jak i obudowy bezpieczeństwa. W tej fazie używane są również drzewa zdarzeń, jako narzędzie ułatwiające skatalogowanie różnego rodzaju informacji dotyczących zachowania się obudowy bezpieczeństwa.

Każda kategoria uwolnień zostaje określona przez podanie początku i czasu trwania uwolnienia, ilości wyzwolonej energii cieplnej oraz ilości określonego radionuklidu, wyrażonej jako frakcja sumarycznej zawartości rdzenia.

Trzecia część studium PRA koncentruje się na określeniu skutków uwolnień, wyznaczonych w formie kategorii uwolnień w poprzedniej fazie analiz. Zasadniczym elementem tej części PRA są analizy zjawisk dyspersji i osadzania się radionuklidów w środowisku otaczającym EJ. W wyniku tych analiz zostają określone dawki jako funkcja czasu oraz miejsca. Te z kolei są punktem wyjścia do określenia radiologicznych skutków dla zdrowia (np. natychmiastowych zgonów lub wypadków zachorowań na raka) oraz zniszczeń czy szkód materialnych.

W analizach tych uwzględnia się probabilistyczny charakter warunków meteorologicznych. Model zwykle obejmuje również działania prewencyjne, wynikające z planów postępowania awaryjnego (ewakuację, przesiedlenie itp.)

Integralną częścią modelu są dane, charakteryzujące wszystkie zdarzenia podstawowe występujące w modelu, w tym prawdopodobieństwa uszkodzeń elementów i błędów obsługi, częstotliwości i czasy trwania prac obsługowych, kontroli eksploatacyjnej i remontów, a także częstotliwości zdarzeń inicjujących.

Dane te są uzyskiwane na podstawie obserwacji eksploatacyjnych możliwie dużej populacji elementów, urządzeń czy systemów, w wielu obiektach (dane o charakterze uniwersalnym), i w miarę możliwości aktualizowane na podstawie historii eksploatacyjnej określonego obiektu (dane specyficzne dla danego obiektu).

Ryzyko jest bardzo syntetycznym, a tym samym dość prymitywnym wskaźnikiem w przypadku analiz, które mają na celu uzasadnienie szczegółowych decyzji inżynierskich. Jednakże metody stosowane w ramach PSA, a w szczególności przy analizie niezawodności i dyspozycyjności systemów, dają niezwykle głęboką i cenną wiedzę o zachowaniu się obiektu. Dla uzasadnienia decyzji inżynierskich nie jest niezbędna

pełna analiza ryzyka. W wielu przypadkach wystarczające są analizy systemowe (określane jako pierwszy poziom PSA), a nawet niekiedy analizy niezawodnościowe poszczególnych podsystemów.

Zastosowania praktyczne

Analizy bezpieczeństwa wykorzystuje się szeroko na różnych etapach realizacji programu wdrażania energetyki jądrowej — przy projektowaniu, budowie i uruchamianiu oraz w czasie eksploatacji obiektu. Jak wspomniano wyżej, metody deterministyczne są podstawowym narzędziem w procesie projektowania oraz w działalności licencyjnej. Jednak, w miarę rozwoju metod probabilistycznych, podejście to było coraz częściej stosowane, jako uzupełniające w stosunku do metod deterministycznych, a w niektórych dziedzinach zastosowań okazało się wręcz niezastąpione.

Atrakcyjność metod PSA wynika z użycia kompleksowego i konsystentnego modelu sytuacji awaryjnych, który umożliwia rozpatrywanie różnorodnych problemów dotyczących bezpieczeństwa w perspektywie dużo szerszej, niż przy użyciu metod deterministycznych. Zastosowanie PSA pozwala na wszechstronną i zrównoważoną ocenę wszystkich, niekiedy przeciwnych, efektów i uwarunkowań związanych z podjęciem określonej decyzji. Techniki PSA stosowane są w różnych dziedzinach wdrażania energetyki jądrowej, przez różne instytucje zaangażowane w tę działalność.

Porównawcza ocena alternatywnych rozwiązań projektowych i proceduralnych jest jednym z najbardziej efektywnych zastosowań analiz niezawodnościowych i analiz ryzyka. Studia takie mogą wykazać wszystkie wady i zalety proponowanych rozwiązań, ocenione z punktu widzenia niezawodności lub ryzyka.

Analizy tego typu są przydatne na różnych etapach projektowania, nie wyłączając projektu koncepcyjnego. Typowym przykładem jest użycie PSA dla potrzeb projektu koncepcyjnego systemów bezpieczeństwa, szczególnie przy ustalaniu rezerwowania i różnorodności tych systemów. Na etapie szczegółowego projektu wania metody analizy systemów mogą być użyteczne: dla oceny każdego rozważanego wariantu projektowego pod względem bezpieczeństwa.

Techniki PSA są stosowane również w ocenie modyfikacji projektowych eksploatowanych obiektów. Nadają się one doskonale zarówno do identyfikacji potrzebnych zmian, jak i do oceny efektywności czy ewentualnych wad proponowanych rozwiązań. Analizy niezawodnościowe mogą być z powodzeniem użyte dla wykrycia ubocznych skutków planowanych zmian, które w związku z silnymi powiązaniem międzysystemowymi, są czasem trudne do zidentyfikowania przy stosowanych obecnie deterministycznych metodach projektowania.

W podobny sposób, jak w przypadku rozwiązań projektowych, techniki PSA mogą być wykorzystane do oceny prawidłowości procedur eksploatacyjnych, a szczególnie ich wpływu na bezpieczeństwo całego

macje jakościowe, dotyczące sposobów i okoliczności popełnienia błędów ludzkich, a także ocenę czynników wpływających na charakterystyki niezawodnościowe działań ludzkich.

Interesującym zagadnieniem praktycznym jest ustalanie priorytetów dla działań personelu eksploatacyjnego oraz działań w zakresie zapewnienia jakości. Personel eksploatacyjny może stosować PSA w celu racjonalnego wykorzystania istniejących możliwości ludzkich przez optymalizację obsługi lub kontroli tych urządzeń i systemów, które mają największe znaczenie z punktu widzenia bezpieczeństwa. Personel mający za zadanie zapewnienie jakości może użyć PSA dla skoncentrowania swej uwagi na określonych działaniach.

Analizy PSA dają systematyczny przegląd możliwych sytuacji awaryjnych, daleko bardziej obszerny niż konwencjonalne analizy typu licencyjnego. Dlatego analizy te są doskonałym sposobem dla identyfikacji scenariuszy awaryjnych, które powinny być przeanalizowane na symulatorach treningowych i włączone w program szkoleniowy.

Podobny charakter ma wykorzystanie analiz PSA dla ukierunkowania inspekcji w czasie budowy i rozruchu EJ. Organy dozoru mogą wykorzystać analizy tego typu do oceny programu rozruchowego, decyzji o uczestniczeniu organów dozoru w próbach itp.

Analizy PSA mogą spełniać istotną rolę w rozwoju bazy normatywnej. Jakkolwiek analizy probabilistyczne nie są używane do tych celów bezpośrednio, to jednak mogą posłużyć do wyboru awarii projektowych oraz kryteriów systemowych.

Metody te mogą być użyte do określania klas bezpieczeństwa urządzeń, określenia wymagań dotyczących zapewnienia jakości, kwalifikacji komponentów pod względem wymagań środowiskowych czy odporności przeciwpożarowej.

Należy podkreślić, że niektóre organa dozoru próbują zmodyfikować swoje podejście do procesu kontroli bezpieczeństwa jądrowego. Istnieją propozycje, aby nie ograniczać się jedynie do oceny samych rozwiązań projektowych, lecz narzucać określone techniki, które mają zapewnić odpowiedni poziom bezpieczeństwa obiektu.

Organa Dozoru Jądrowego mogą zachęcać lub też wymagać analiz PSA od użytkowników EJ. Może to być osiągnięte wprost, jako dodatkowe wymagania do istniejących wymagań bezpieczeństwa, lub też przez włączenie do procesu licencjonowania niezawodnościowych analiz systemowych i analiz dotyczących awarii nadprojektowych, jak to się dzieje aktualnie w USA.

Uważa się, że organa dozoru mogą spełniać swe statutowe funkcje oceniając pod względem formalnym program zapewnienia bezpieczeństwa w całym okresie projektowania, budowy i eksploatacji elektrowni, i w ten sposób uniknąć szczegółowej analizy rozwiązań projektowych i proceduralnych. Właściwie zaplanowane i dobrze udokumentowane analizy PRA mogą stanowić techniczny szkielet dla takiego progra-

mu.

Należy podkreślić, że techniki PSA znajdują coraz szersze zastosowanie również w innych dziedzinach techniki, w których istnieją znaczące zagrożenia dla życia i zdrowia ludzi. Energetyka jądrowa odgrywa w tym procesie rolę stymulującą.

Kody komputerowe stosowane w analizach bezpieczeństwa

Kody komputerowe stosowane w analizach bezpieczeństwa EJ stanowią wysoce wyspecjalizowane narzędzia obliczeniowe. Ze względu na niezwykle złożony charakter zjawisk, dąży się do opracowania programów o ograniczonym zakresie stosowania. Zakres stosowalności każdego z kodów wynika z wprowadzonych do niego modeli zjawisk fizycznych. Stosowane są zarówno modele empiryczne jak i teoretyczne.

Modele empiryczne zostały opracowane na podstawie wyników licznych eksperymentów prowadzonych w specjalnie do tego celu zbudowanych stanowiskach, a w ograniczonym zakresie również na podstawie testów przeprowadzonych w rzeczywistych obiektach.

Modele teoretyczne wykorzystane w kodach są również weryfikowane eksperymentalnie.

W wyjątkowych przypadkach modele wykorzystane w kodach sprawdzane są na podstawie analiz rzeczywistych awarii w elektrowniach jądrowych. Awarie te stanowią również istotny bodziec do prowadzenia studiów i badań w dziedzinach, w których stwierdza się braki w istniejących modelach.

Zastosowane modele fizyczne oraz wynikające z nich możliwości modyfikowania określonych zjawisk muszą być dostosowane do rodzaju sytuacji awaryjnej, fazy rozwoju awarii, a także stopnia szczegółowości rozważań. Modele te zależą również od profilu zastosowań praktycznych.

Liczną i bogato reprezentowaną grupę stanowią kody ciepło-przepływowe związane z modelowaniem zjawisk wymiany ciepła w obiegu chłodzenia reaktora, stosowane przy analizach typu projektowego. Rozróżnia się tu tzw. kody pętlowe, służące do modelowania zjawisk w całym obiegu pierwotnym oraz kody kanałowe i paliwowe, które pozwalają uzyskać informacje o przebiegu zjawisk w pojedynczych kanałach i elementach paliwowych. Te ostatnie z reguły wykorzystują jako dane wyjściowe rezultaty uzyskane z kodów pętlowych.

Ze względu na rodzaj sytuacji awaryjnej, wśród kodów pętlowych należy rozróżnić kody przystosowane do modelowania awarii wywołanych rozszczelnieniem obiegu pierwotnego oraz kody do modelowania stanów przejściowych. W tej ostatniej grupie specyficzne miejsce zajmują kody umożliwiające modelowanie awarii reaktywnościowych.

Grupa kodów pętlowych przystosowanych do analiz rozszczelnieniowych jest licznie reprezentowana w świecie. Należą do niej na przykład kolejne wersje amerykańskiego programu REAP oraz MINET i

TRAC, niemiecki kod ATHLET, francuski CATHAR, czy nowy radziecki kod MOST.

Kody używane do modelowania awarii rozszczelnieniowych, szczególnie w zakresie małych rozszczelnień, muszą wykorzystywać zaawansowane modele przepływów dwufazowych. Natomiast wyrafinowane modele neutronowe są w tych kodach mniej istotne.

W grupie kodów do modelowania stanów przejściowych wymagania dotyczące modeli dwufazowych nie są tak ostre. Jednak w kodach tych muszą być stosowane odpowiednie modele fizyczne symulujące zjawiska ciepło-przepływowe ze zjawiskami kinetyki neutronowej rdzenia. Wymagania te są szczególnie istotne w odniesieniu do kodów stosowanych przy symulacji awarii reaktywnościowych.

W tej grupie kodów znane są: amerykański kod RETRAN i radziecki kod DYNAMIKA. Podobny charakter mają opracowane w kraju kody DYNW-WER oraz BLOK, przystosowane do obliczeń reaktorów WWER.

W odniesieniu do stanów przejściowych wywołanych przez szybkie zaburzenia reaktywnościowe stosowane są kody dwu lub trójwymiarowe, modelujące zjawiska neutronowe i ciepło-przepływowe w samym rdzeniu reaktora. Typowym przykładem jest belgijski kod CASSANDRE lub nowy trójwymiarowy kod RAUDY, opracowywany w NRD.

Modelowanie zjawisk ciepło-przepływowych związanych z zachowaniem się elementów paliwowych wykonuje się zwykle przy użyciu wyspecjalizowanych kodów kanałowych i paliwowych. Niektóre z nich modelują jedynie zjawiska ciepło-przepływowe w kanale chłodzącym jak COBRA, inne zawierają szerokie możliwości modelowe odnoszące się do niestabilnych zjawisk wymiany ciepła w elementach paliwowych i ciepło-przepływowych w kanale chłodzenia, jak kod SSSYST.

Wymienione wyżej kody używane są głównie do analiz projektowych i licencyjnych. Mogą być również wykorzystywane do analiz ciepło-przepływowych wspierających analizy PSA, głównie do selekcji sekcji awaryjnych prowadzących do przegrzania rdzenia reaktorów w analizach PSA poziomu pierwszego.

Osobną grupę kodów ciepło-przepływowych stanowią kody do szczegółowej analizy ciepło-przepływowej obudowy bezpieczeństwa, szczególnie przy skomplikowanej konfiguracji pomieszczeń (np. dla WWER 440). Wykorzystuje się do tego celu takie kody, jak CONTAIN, CONTEMPT lub opracowany w kraju kod HEPMOD.

Dla poważnych awarii analizy bezpieczeństwa prowadzone są za pomocą specjalnie do tego celu opracowanych kodów komputerowych, jak MAAP lub ich pakietów jak STCP, ESCADRE, czy COMET/COMAR. Typowe modele fizyczne, na przykładzie kodu SOURCE TERM CODE PACKAGE, obejmują:

- uproszczony model rdzenia reaktora i obiegu pierwotnego (procedura BOIL programu MARCH3);
- zjawisk zachodzących w zbiorniku reaktora po stopieniu paliwa (procedura HEAD z MAR-

CH3);

- zjawisk zachodzących na dnie szybu reaktora po przetopieniu dna zbiornika (procedura HOTDRP kodu MARCH3);
- zjawisk zachodzących w czasie reakcji stopionego paliwa z betonem (procedura CORCON kodu MARCH3);
- rozbudowany model obiegu pierwotnego do analizy transportu produktów rozszczepienia (procedura MERGE kodu TRAPMELT3);
- zjawisk zachodzących w obudowie bezpieczeństwa (procedura MACE kodu MARCH3).

Modele ciepło-przepływowe wykorzystane w tych kodach powiązane są ściśle z modelami wytwarzania i transportu produktów rozszczepienia aż do uwolnień do otoczenia:

- określenie zawartości rdzenia w momencie awarii na podstawie historii pracy reaktora (kod ORIGEN);
- uwalnianie produktów rozszczepienia z paliwa (procedura CORSOR kodu MARCH3);
- transport produktów rozszczepienia w obiegu pierwotnym (procedura TRAP kodu TRAPMELT3);
- wytwarzanie aerozoli w reakcji stopionego rdzenia z betonem (kod VANESA);
- transport i usuwanie aerozoli wewnątrz obudowy bezpieczeństwa wraz z uwalnianiem ich do otoczenia (kod NAUA4).

Opisane wyżej modele zjawisk, jakie mogą wystąpić w elektrowni w czasie poważnej awarii, wykorzystywane są do analiz PSA poziomu drugiego. Pozwalają one określić uwolnienia produktów radioaktywnych z obudowy bezpieczeństwa do atmosfery (tzw. SOURCE TERM).

Następnym etapem analiz bezpieczeństwa jest ocena skutków uwolnień dla ludności w otoczeniu elektrowni. Wykorzystywane są do tego kody trzeciego poziomu PSA, takie jak CRAC2, UFOMOD, czy ALICE EXTERNE.

Osobna i bardzo specyficzna grupa kodów przeznaczona jest do obróbki logicznych modeli zdarzeń stosowanej w technice PSA. Kody te umożliwiają jakościową i/lub ilościową obróbkę drzew uszkodzeń. Do najlepiej znanych należą PREP/KITT, ALLCUTS, FTAP, SETS/SEP, WAM-BAM czy wykorzystywane na komputerach personalnych TREE-MASTER.

Krajowe możliwości w zakresie analiz bezpieczeństwa EJ

Polska posiada w chwili obecnej prawie pełen zestaw kodów komputerowych do analiz bezpieczeństwa EJ. Kody te dostarczone zostały na ogół w ramach form pomocy MAEA. Są to w większości kody opracowane dla reaktorów lekkowodnych amerykańskich lub niemieckich wymagające często modyfikacji lub adaptacji do specyfiki reaktorów WWER. Proces adaptacji kodów do analiz poważnych awarii prowa-

dzony jest obecnie we współpracy międzynarodowej zorganizowanej przez MAEA i powinien zakończyć się w roku 1990 opracowaniem nowej wersji pakietu STCP, przystosowanej do analiz reaktorów typu WWER.

Z pętlowych kodów przeznaczonych do analiz licencyjnych i projektowych adaptowano w Polsce starą wersję kodu RELAP4/MOD3, wykorzystując do tego komputer CYBER 72 w Świerku. Ze względu na ograniczone możliwości modelowe, a także ograniczenia techniczne komputera praktyczna przydatność tego kodu była niewielka. W ciągu ostatnich kilku lat wykorzystywany był również kod RELAP4/MOD6, dostępny w ośrodku obliczeniowym MAEA w Wiedniu.

Obecnie dzięki bardzo znacznemu postępowi w technice komputerowej możliwe jest wykorzystywanie personalnych systemów komputerowych do obliczeń nowymi wersjami kodu RELAP. Stosując komputer IBM/PC z kartą rozszerzającą typu DEFINICON, implementowano w kraju kod RELAP5/MOD1, a ostatnio otrzymano także nowszą wersję kodu RELAP5/MOD2/3 przystosowaną do obliczeń na Personalnym Systemie Komputerowym amerykańskiej firmy Risk Management Associates (RMA), wypożyczonym Polsce przez MAEA.

Poza tym, dostępne są w kraju kody pętlowe do analiz stanów przejściowych takie jak DYNAMIKA, czy DYNWVER. Dostępny jest także kod kanałowy COBRA-3 (również w wersji na mikrokomputer).

Z kodów przeznaczonych do szczegółowych analiz cieplno-przepływowych i transportowych w obudowie bezpieczeństwa jest stosowany kod HEPMOD opracowany w kraju w wersji mikrokomputerowej, a ostatnio dostarczony został z komputerem RMA kod CONTAIN. Kod ten wymaga jednak adaptacji i nie będzie dostępny w roku bieżącym.

Do analiz związanych z rozprzestrzenianiem się produktów rozszczepienia w środowisku są dostępne dwa kody — RELEASE oraz METEO, oba opracowane w kraju. Pierwszy z nich wykorzystuje model gaussowski, drugi jest oparty na modelu trajektorii i

pozwała na modelowanie zmiennych warunków meteorologicznych.

Do jakościowej i ilościowej obróbki drzew uszkodzeń w analizach probabilistycznych używa się kilku kodów pozyskanych za granicą lub opracowanych w kraju. Wśród najbardziej użytecznych należy wymienić tu kody SETS/SEP oraz FTAP. Oba kody zostały adaptowane na komputer CYBER 72. Kod FTAP jest również dostępny w wersji mikrokomputerowej jako jeden z modułów w pakiecie programów PSAPACK, przeznaczonym do jakościowych i ilościowych analiz modeli PSA. Używany jest również program TREE MASTER, opracowany na mikrokomputer IBM/PC, a pozyskany za pośrednictwem MAEA z Kanady.

Doświadczenia w dziedzinie analiz bezpieczeństwa EJ nagromadzone w kraju są znaczące. W wielu instytucjach powstały zespoły specjalistów, które są w stanie wykonywać różnorodne analizy niezbędne dla podejmowania prawidłowych decyzji związanych z bezpieczeństwem EJ. Wykonywane były analizy cieplno-przepływowe EJ ŻARNOWIEC potrzebne do weryfikacji Wstępnego Raportu Bezpieczeństwa. Zebrano również sporo doświadczeń w modelowaniu poważnych awarii. Zaawansowane są również prace aplikacyjne zmierzające do opracowania PSA dla EJ ŻARNOWIEC.

Najbardziej dotkliwym ograniczeniem w dziedzinie komputerowych analiz bezpieczeństwa w kraju są niewystarczające możliwości techniczne sprzętu komputerowego. Zainstalowany w Świerku komputer CYBER, zużyty „moralnie” i technicznie, nie może być brany pod uwagę jako narzędzie obliczeniowe w tego typu analizach. Jediną realną możliwością prowadzenia analiz bezpieczeństwa, wymagających użycia rozbudowanych kodów, będzie komputer personalny z kartą rozszerzającą DEFINICON wykorzystywany w CLOR lub TRANSPOTER w IEA w Świerku, a także wypożyczony przez MAEA Personalny System Komputerowy firmy RMA.

Niezbędne jest zakupienie nowoczesnego, dużego i szybkiego komputera.

A. Pawlak, Sprawowanie dozoru jądrowego nad obiektami jądrowymi w Polsce (część 2)

Sprawowanie Dozoru Jądrowego nad elektrownią jądrową
W artykule opisano proces licencjonowania EJ „Warta” na etapie lokalizacji. Omówiono szczegółowo podjęte przez Dozór Jądrowy działania, mające na celu zapewnienie wyboru takiej lokalizacji, która spełniałaby wymagania bezpieczeństwa jądrowego i ochrony radiologicznej.

A. Pawlak

SPRAWOWANIE DOZORU JĄDROWEGO NAD OBIEKTAMI JĄDROWYMI W POLSCE (CZĘŚĆ II)

SPRAWOWANIE DOZORU JĄDROWEGO NAD II ELEKTROWNIA JĄDROWĄ

Kontynuując cykl publikacji poświęconych sprawom nadzoru i kontroli nad obiektami jądrowymi w Polsce, w niniejszym artykule przedstawiony zostanie proces licencjonowania EJ Warta, aż do momentu wstrzymania robót przygotowawczych do budowy tego obiektu.

Jeszcze przed wydaniem przez Prezesa PAA w 1985 r. zezwolenia na budowę EJ Żarnowiec, w latach siedemdziesiątych i osiemdziesiątych, prowadzone były rozległe badania i studia nad rozmieszczeniem kolejnych elektrowni jądrowych w Polsce. Przeświadczenie o konieczności dalszego rozwoju energetyki jądrowej uzasadniano niedostatkiem paliw konwencjonalnych dla zrównoważenia bilansu energetycznego, niższymi kosztami wytwarzania energii elektrycznej w elektrowniach jądrowych i wreszcie nieporównywalnie mniejszym zanieczyszczeniem środowiska naturalnego. Względę te stanowiły punkt wyjścia do opracowania kompleksowego programu rozwoju energetyki jądrowej, obejmującego między innymi elektrownię jądrową Żarnowiec i następne. Program ten zatwierdzony został Uchwałami Rady Ministrów nr 29 z 11 marca 1985 r. i nr 48 z 30 marca 1987 r. oraz Uchwałą Sejmu z 21 marca 1985 r.

Wyprzedzając wszelkie decyzje dotyczące wyboru lokalizacji II EJ, w październiku 1984 r. ukazały się Wytyczne Pełnomocnika Prezesa PAA do Spraw Bezpieczeństwa Jądrowego w sprawie lokalizacji siłowni jądrowych. Wytyczne te określiły, z punktu widzenia sprawowania dozoru jądrowego zasady oraz tryb postępowania przy wyborze lokalizacji elektrow-

ni jądrowych. Określając zasady wyboru lokalizacji stwierdzono, że nadrzędnym celem procesu wyboru terenu pod budowę elektrowni jądrowej, z punktu widzenia bezpieczeństwa jądrowego i ochrony radiologicznej, jest wybór takiego terenu, na którym będzie mogła być zapewniona ochrona ludzi i środowiska naturalnego przed potencjalnym oddziaływaniem radiologicznym elektrowni w czasie jej normalnej eksploatacji i sytuacjach awaryjnych. Oznacza to, że podczas normalnej eksploatacji i przy wystąpieniu wszelkich przewidzianych zdarzeń wewnątrz elektrowni i jej otoczeniu nie zostaną przekroczone ustalone poziomy narażenia personelu, ludzi i środowiska na promieniowanie jonizujące. Właściwe przeprowadzenie procesu lokalizowania elektrowni jądrowej wymaga następujących analiz: 1) zagrożenia elektrowni, które może wynikać ze specyficznych cech terenu lokalizacji (dokonuje się analiz warunków geologicznych i sejsmicznych, możliwości wystąpienia niestabilności stoków, zapadania się, osiadania lub wypiętrzania powierzchni ziemi, powodzi, podmywania gruntu, pożarów lasów i innych obiektów, upadku samolotu na elektrownię jądrową, wybuchów substancji chemicznych, toksycznych i korozyjnych); 2) potencjalnego zagrożenia terenu lokalizacji, jego otoczenia i ludności, pochodzącego od elektrowni jądrowej (analiza obejmuje dyspersję atmosferyczną, dyspersję w środowisku wodnym, użytkowanie gruntów i wód, zaludnienie, narażenie ludzi i środowiska na promieniowanie jonizujące); 3) możliwości podjęcia w rejonie lokalizacji działań koniecznych ze względu

T. Jackowski, M. Kulig, Analyses of nuclear power plants' safety
The article discusses issues linked with assessment of nuclear power plant risk in various abnormal situations. General principles of safety analyses being necessary for making projects and exploitation are presented.

The required informations are obtained by probabilistic and deterministic method. In both these methods mathematical models are used by means of utilizing appropriate computer codes.

National abilities within the range of nuclear power plants safety analyses are also reviewed.

na ograniczenia ewentualnych skutków radiologicznych w wypadku awarii w elektrowni; 4) dostępu do wystarczającej ilości wody niezbędnej do odprowadzenia ciepła z reaktora elektrowni w każdej sytuacji.

Tryb postępowania przy wyborze lokalizacji podzielony został na etapy. Celem pierwszego etapu — przeglądu lokalizacji — jest wyłonienie jednej lub kilku lokalizacji, zakwalifikowanych następnie do szczegółowego przeanalizowania na drugim etapie — etapie oceny. Etap pierwszy kończy się udzieleniem wskazań lokalizacyjnych. Na etapie oceny lokalizacji prowadzi się dalsze szczegółowe studia i badania wskazanych lokalizacji w celu stwierdzenia, czy zlokalizowana na danym terenie elektrownia będzie bezpieczna dla personelu eksploatacyjnego, ludności przebywającej w sąsiedztwie obiektu i środowiska naturalnego. Etap ten kończy się formalnym ustaleniem lokalizacji. Po ustaleniu lokalizacji następuje etap potwierdzenia lokalizacji. Obejmuje on wiele prac oraz badań prowadzonych w czasie przygotowania budowy i budowy, a nawet eksploatacji elektrowni jądrowej. Dostarczają one dodatkowe informacje pozwalające na rozwiązanie problemów powstających podczas budowy i eksploatacji obiektu. Dla potwierdzenia lokalizacji prowadzi się również różnorodny monitoring środowiska. Wyniki monitoringu środowiska i innych badań potwierdzających lokalizację muszą być zawarte w dokumentacji przedkładanej Dozorowi Jądrowemu przy ubieganiu się o zezwolenie na budowę i eksploatację, a następnie — już w czasie eksploatacji — w okresowych sprawozdaniach składanych dozorowi.

Opierając się na wspomnianych już na wstępie wynikach badań lokalizacyjnych prowadzonych przez wiele instytucji, w lipcu 1984 r. Komisja Planowania przy Radzie Ministrów udzieliła wskazań lokalizacyjnych dla II EJ. Wskazania te obejmowały dwa warianty lokalizacyjne:

1. wariant „Warta” we wsi Klempicz, gm Lubasz, woj. piłskie,

2. wariant „Karolewo-Skoki” na lewym brzegu Wisły, gm, Włocławek, woj. włocławskie.

W maju 1986 r. Minister Górnictwa i Energetyki przedłożył Prezesowi PAA wniosek o ustalenie lokalizacji II EJ o mocy 4x1000 MW, który obejmował obie wyżej wymienione lokalizacje. Przeglądu i oceny tej dokumentacji dokonano w CLOR pod kątem jej zgodności z obowiązującymi Wytycznymi Pełnomocnika Prezesa PAA do Spraw Bezpieczeństwa Jądrowego, zaleceniami MAEA oraz dokumentami MZG Interatomenergo. Po przeglądzie i ocenie dokumentacji stwierdzono, że ze względu na brak analizy bezpieczeństwa jądrowego i ochrony radiologicznej oraz niezbędnej ogólnej charakterystyki proponowanego obiektu, nie może stanowić ona podstawy dokonania oceny lokalizacji w zakresie bezpieczeństwa i ochrony radiologicznej oraz wydania wymaganej opinii Prezesa PAA o wniosku o ustalenie lokalizacji elektrowni jądrowej.

W lipcu 1986 r. Minister Górnictwa i Energetyki przesłał Prezesowi PAA ponownie wniosek o ustale-

nie lokalizacji dla II EJ. Do wniosku załączone zostały Analizy bezpieczeństwa i ochrony radiologicznej II Elektrowni Jądrowej 4x1000 MW dot. lokalizacji Warta i Karolewo-Skoki. Przegląd i ocena przedłożonej dokumentacji bezpieczeństwa przeprowadzone zostały również w CLOR. Na tej podstawie stwierdzono, że dokumentacja ta w dalszym ciągu nie może być uznana za wystarczającą do wydania pozytywnej opinii o obu proponowanych lokalizacjach. Decyzję taką uzasadniono następującymi zasadniczymi zastrzeżeniami:

1) W przedłożonych opracowaniach nie zostało w sposób jednoznaczny i wyczerpujący udokumentowane, że na terenach proponowanych lokalizacji nie mają zastosowania żadne z kryteriów wykluczających, wymienione w Wytycznych nr 2/84;

2) Analizy bezpieczeństwa i ochrony radiologicznej nie zostały wykonane zgodnie z wymaganiami szczegółowymi dot. oceny narażenia ludności na promieniowanie;

3) Przedłożona dokumentacja nie zawierała podstawowych danych o elektrowni jądrowej oraz analizy wzajemnego oddziaływania obiektu i środowiska, tzn. analizy zagrożenia elektrowni, które może wynikać ze specyficznych cech terenu lokalizacji i potencjalnego zagrożenia regionu lokalizacji i ludności, pochodzącego od elektrowni;

4) Przedstawione do oceny dokumentacje nie zawierały orzeczenia projektantów radzieckich o przydatności obu lokalizacji pod budowę elektrowni jądrowej realizowanej według doświadczeń i technologii radzieckiej;

5) Dla obu rozważanych lokalizacji nie zakończono między innymi badań geologicznych, sejsmologicznych, sejsmotektonicznych i hydrologicznych.

W styczniu 1987 r. Dozór Jądrowy, za pośrednictwem Prezesa PAA, otrzymał z Ministerstwa Górnictwa i Energetyki Analizy bezpieczeństwa i ochrony radiologicznej (aktualizacja pierwsza) II EJ 4x1000 MW dla lokalizacji Warta i Karolewo-Skoki. Po dokonaniu z udziałem CLOR przeglądu i oceny tej dokumentacji Dozór Jądrowy stwierdził, że na etapie ustalania lokalizacji obie lokalizacje spełniają wymagania bezpieczeństwa jądrowego i ochrony radiologicznej. Na tej podstawie Prezes PAA wydał pozytywne opinie o wnioskach o ustalenie lokalizacji II EJ Warta i Karolewo-Skoki, zaopatrując je jednakże, zgodnie z sugestiami Dozoru Jądrowego, w szereg szczegółowych warunków, których część powinna być spełniona przed przystąpieniem do opracowania założeń techniczno-ekonomicznych, a pozostałe podczas opracowania dokumentacji projektowej na etapie potwierdzania lokalizacji. Szczegółowe warunki z jakimi wydano opinie dotyczyły głównie:

— dla lokalizacji Karolewo-Skoki

1) badań geologicznych i sejsmotektonicznych, które wykluczyłyby istnienie rozłamów tektonicznych,

2) wstępnej analizy terenu lokalizacji przeprowadzonej pod kątem możliwości działań w sytuacjach awaryjnych,

3) orzeczenia projektantów radzieckich o przydatności lokalizacji pod budowę elektrowni jądrowej.

— dla lokalizacji Warta

1) dodatkowych badań geologiczno-inżynierskich;

2) dodatkowych analiz sejsmiczności terenu lokalizacji;

3) dodatkowych analiz związanych z drogą lotniczą warunkową W19W, przebiegającą w pobliżu lokalizacji Warta;

4) wstępnej analizy miejsca lokalizacji przeprowadzonej pod kątem możliwości działań w sytuacjach awaryjnych;

5) orzeczenia projektantów radzieckich o przydatności lokalizacji pod budowę elektrowni jądrowej.

W czerwcu 1987 r. odbyło się, z udziałem wielu specjalistów i ekspertów, posiedzenie Prezydium Komisji Planowania przy Radzie Ministrów. Opierając się na wynikach przedstawionych analiz i opinii uznano za korzystniejszy wariant lokalizacji „Warta” w woj. piłskim. Ostateczne ustalenie lokalizacji nastąpiło po wydaniu w czerwcu 1988 r. przez wojewodę piłskiego decyzji o ustaleniu lokalizacji na budowę EJ Warta o mocy 4 x 1000 MW, po czym prace związane z realizacją tej elektrowni weszły w stadium potwierdzenia lokalizacji i przygotowania budowy. Sprawowanie dozoru jądrowego w tym okresie dotyczyło przede wszystkim następujących spraw:

— realizacji warunków opinii Prezesa PAA dotyczącej lokalizacji Warta (do czasu wstrzymania prac przygotowawczych Dozór Jądrowy otrzymał dodatkowe wyjaśnienia dotyczące drogi lotniczej W19W — elektrownia znajdowałaby się poza tą drogą — oraz orzeczenie projektantów radzieckich stwierdzające przydatność terenu lokalizacji dla budowy elektrowni jądrowej);

— prac na terenie lokalizacji potwierdzających tę lokalizację;

— organizacji w jakiej realizowane były prace przygotowawcze i docelowych zamierzeń organizacyjnych inwestora;

— zapewnienia jakości realizowanych prac;

— zawierania kontraktów z dostawcami zagranicznymi i krajowymi.

Tym zagadnieniem poświęcona była kontrola przeprowadzona w 1988 r. w Zachodnim Okręgu Energetycznym w Poznaniu, pełniącym wówczas rolę inwestora EJ Warta.

W wyniku przeprowadzonej kontroli ustalono między innymi, że:

1) należy dążyć do stworzenia silnego inwestora, który byłby w stanie egzekwować od swych kontrahentów wszelkie wymagania powstałe w czasie realizacji elektrowni;

2) inwestor powołał dział zapewnienia jakości, nadając mu odpowiednią rangę poprzez uniezależnienie go od bezpośrednich wykonawców;

3) projekty umów i kontraktów zawieranych przez inwestora, przed ich podpisaniem będą przedkładane

Dozorowi Jądrowemu do oceny z punktu widzenia spełnienia wymagań bezpieczeństwa jądrowego i ochrony radiologicznej.

Ze względu na znaczenie jakie z punktu widzenia bezpieczeństwa jądrowego i ochrony radiologicznej ma wybór właściwej lokalizacji elektrowni jądrowej, ze szczególnym zainteresowaniem traktowane były przez Dozór Jądrowy problemy związane z opracowaniem i wdrażaniem przez inwestora i jego kontrahentów programów zapewnienia jakości (PZJ). Podkreślano, że opracowane i zatwierdzone PZJ są podstawą uznania gotowości instytucji i przedsiębiorstw do uczestniczenia w realizacji EJ Warta. W tym okresie Dozór Jądrowy dokonał przeglądu i oceny następujących dokumentów przedłożonych przez inwestora:

— „Tymczasowe wymagania podstawowe dotyczące zawartości Programów Zapewnienia Jakości robót wykonywanych przez uczestników realizacji EJ Warta”. Przy opracowywaniu tych Wytycznych inwestor oparł się na istniejących dokumentach MAEA serii NUSS traktujących o zapewnieniu jakości. Opracowane następnie przez wszystkich wykonawców robót i badań geologiczno-inżynierskich PZJ koncentrowały się na: 1) udokumentowaniu struktury organizacyjnej jednostki biorącej udział w tych pracach; 2) określeniu wymagań dotyczących przygotowania, prowadzenia i kontroli dokumentacji; 3) opisaniu planowania, przygotowania, kontroli i odbioru wykonanych prac; 4) zasadach postępowania w uchybieniach jakości i działaniach korygujących.

— „Wytyczne inwestora EJ Warta w sprawie zasad oraz trybu opracowania i realizacji Programów Zapewnienia Jakości”. Wytyczne te zostały opracowane zgodnie z zaleceniami dokumentu MAEA 50-C-QA „Zapewnienie jakości w celu bezpiecznej pracy EJ”.

Dokonując przeglądu i oceny tej dokumentacji Dozór Jądrowy skorzystał również z doświadczeń nabytych w czasie kontroli wdrażania PZJ EJ Żarnowiec.

Ponadto, w ramach sprawowania dozoru, analizowano i opiniowano przedkładaną dokumentację dot. bezpieczeństwa jądrowego i ochrony radiologicznej (np. „Orzeczenie o przydatności lokalizacji Warta dla budowy EJ z blokami WWER 1000” opracowane przez projektantów radzieckich), udzielano konsultacji na temat zagadnień związanych z uzyskaniem przez inwestora zezwolenia na budowę (na przykład, podczas jednego ze spotkań przedstawicieli Dozoru Jądrowego, inwestora i projektanta, w lutym 1989 r., omówiono problemy związane z projektowaniem oraz opracowaniem założeń techniczno-ekonomicznych i Raportu Bezpieczeństwa, a także wstępnie ustalono termin przygotowania dokumentacji niezbędnej do uzyskania zezwolenia na budowę EJ Warta na czerwiec 1990 r.), uczestniczono w przeprowadzonej przez inwestora kontroli rewizyjnej przed-

siębiórstw wykonujących prace potwierdzające lokalizację i przygotowawcze do budowy elektrowni (w pracach tych wzięło udział kilka przedsiębiorstw i w czasie kontroli stwierdzono, że przebiegały one zgodnie z wcześniej ustalonym programem).

22 kwietnia 1989 r. Minister Przemysłu, na skutek protestów społecznych, wstrzymał roboty przygoto-

wawcze do budowy EJ Warta prowadzone w miejscowości Klempicz. W wyniku tej decyzji inwestor polecił wstrzymanie robót prowadzonych na zapleczu pilotującym EJ Warta oraz prac projektowych i kompleksowych badań inżyniersko-geologicznych potwierdzających wybór lokalizacji, zalecając jedynie wykonanie niezbędnych prac zabezpieczających.

A. Pawlak, *Nuclear surveillance on nuclear power plants in Poland (part 2) Regulation of the Second Nuclear Power Plant*

The article describes licensing process of the NPP „Warta” — on the stage of localization. The Nuclear Surveillance’s activities focused on choosing such a localization that would fulfill the nuclear safety & radiological protection requirements are discussed in detail.

B. Woronkin: *System zapewnienia jakości EJ „Żarnowiec”*

W artykule autor przypomina historię podjęcia decyzji o budowie EJ w Żarnowcu i tworzenia Programu Zapewnienia Jakości Budowy. Przytacza wyniki analizy efektywności wdrażania tego Programu, podkreślając jego znaczenie dla uzyskania odpowiedniej (zgodnej z normami międzynarodowymi) jakości prac montażowo-budowlanych.

B. WORONKIN

SYSTEM ZAPEWNIENIA JAKOŚCI ELEKTROWNI JĄDROWEJ „ŻARNOWIEC”

Wstęp

Na początek trochę historii. Wielokrotnie odkładana decyzja o rozpoczęciu realizacji pierwszej w Polsce Elektrowni Jądrowej została podjęta jako uchwała nr 10/82 przez Radę Ministrów 18 stycznia 1982. W jej wyniku realizację inwestycji pod nazwą „Budowa Elektrowni Jądrowej „Żarnowiec” powierzono Ministerstwu Górnictwa i Energetyki. Decyzją MGIE Inwestorem EJ „Żarnowiec” zostały Zakłady Energetyczne Okręgu Północnego w Bydgoszczy, których Dyrektor Naczelny wydał zarządzenie nr 13 27 maja 1982 r. powołujące zakład pod nazwą Elektrownia Jądrowa „Żarnowiec” w budowie będący bezpośrednim Inwestorem.

Odpowiednia umowa została zawarta między MGIE a ZEOPn 25 października 82 r. MGIE podjęło również decyzję w sprawie powierzenia podstawowych funkcji przy realizacji budowy EJ „Ż”:

- Generalnego Projektanta — GBSiPE „Energo-projekt” Warszawa,
- Generalnego Wykonawcy — PRBEiE „Energo-bud” Warszawa,
- Generalnego Dostawcy — PPIKDOE „Megadex” Warszawa.

Na podstawie powyższych decyzji, będących rozstrzygnięciami administracyjnymi różnych szczebli nie zaś wyborem wynikającym ze stosowania systemu zapewniania jakości, Inwestor zawarł z generalnymi uczestnikami EJ „Ż” odpowiednie umowy ogólne. Ci z kolei, stosownie do powierzonych sobie zadań, zawarli umowy szczegółowe ze swoimi podwykonawcami. Rozstrzygnięcia administracyjne, jak uczy

doświadczenie, podejmowane są dość łatwo. Ich korekty również. W wyniku takich korekt nie ma MGIE, nie ma ZEOPn, nie ma nawet Północnego Okręgu Energetycznego, a najprawdopodobniej lada dzień znikną również Delegatury Wspólnoty Energetyki i Węgla Brunatnego.

Elektrownia Jądrowa „Żarnowiec” w budowie stała się przedsięwzięciem państwowym i samodzielnym Inwestorem 1 stycznia 1990 r. Częste zmiany administracyjne nie ułatwiały realizacji inwestycji. Powodowały „rozmycie” odpowiedzialności i zmniejszenie samodzielności.

W początkowej fazie prac przygotowawczych bardzo niewielka grupa ludzi, tak na budowie jak i chyba w ogóle w Polsce, była świadoma, że realizacja tak trudnego technologicznie obiektu jak elektrownia jądrowa musi być oparta na rozważnie opracowanym i konsekwentnie wdrożonym Systemie Zapewnienia Jakości (SZJ), że właśnie on może być gwarancją uzyskania i utrzymania wymaganej jakości a w konsekwencji, bezpieczeństwa jądrowego, niezawodności i dyspozycyjności elektrowni. Stopniowo, choć powoli, grupa ta powiększała się. Wydaje się, że jest to proces jeszcze niezakończony i wymagający dobrego szkolenia, weryfikacji schematów rutynowego sposobu myślenia i zarządzania, które w przeszłości, dla obiektów klasycznych, mogły dawać dobre rezultaty.

Tworzenie Systemu Zapewnienia Jakości EJ „Żarnowiec”

Przystępując do prac nad utworzeniem Systemu Zapewnienia Jakości Inwestor znalazł się w sytuacji braku krajowych przepisów regulujących postępowanie w zakresie jakości w energetyce jądrowej. Powstała zatem koncepcja opracowania odpowiednich dokumentów programowych, które po ich uzgodnieniu i zatwierdzeniu przez kompetentne organizacje, stałyby się obowiązujące dla budowy EJ „Ż” do czasu wydania przepisów państwowych. Prace przebiegały etapowo. W pierwszym etapie Inwestor opracował dokument p. n. „Założenia Systemu Zapewnienia Jakości EJ „Żarnowiec”. Podstawą opracowania były głównie zalecenia zawarte w dokumentach MAEA (Zbiór Zasad — 50 C — QA oraz przynależne do niego Wytyczne Bezpieczeństwa). „Założenia” po zaopiniowaniu przez Państwową Agencję Atomistyki, zostały zatwierdzone przez Ministerstwo Górnictwa i Energetyki 13 października 1982 r.

Drugi etap tworzenia Systemu Zapewnienia Jakości zakończył się opracowaniem dokumentu bardziej szczegółowego pt. „Tymczasowe wytyczne Inwestora EJ „Żarnowiec”. Zasady i tryb opracowania i realizacji programów zapewnienia jakości dla EJ

* Punktem wyjścia do stworzenia „Systemu Zapewnienia Jakości” (SZJ) jest opracowanie odpowiedniego „Programu Zapewnienia Jakości” (PZJ).

„Żarnowiec” — TWJ. Dokument ten został zaopiniowany przez PAA i dnia 12 lipca 1984 r., zatwierdzony przez MGIE do stosowania przez wszystkich uczestników procesu realizacji EJ „Żarnowiec”. Bardzo ważnym momentem było zatwierdzenie przez PAA, 28 grudnia 1984 r., opracowanego przez Energoprojekt Warszawa dokumentu pt. „Wymagania jakości. Podział urządzeń, układów, konstrukcji budowlanych i pomieszczeń w klasy bezpieczeństwa i klasy jakości”. Dokument ten określił tym samym podstawę różnicowania formalnych obowiązków i wymagań uczestników realizacji EJ „Ż”.

W trzecim etapie Inwestor, generalni uczestnicy EJ „Ż” oraz ich wykonawcy opracowali na podstawie TWJ swoje własne Programy Zapewnienia Jakości.* Po opracowaniu dokumenty te były uzgadniane i zatwierdzane zgodnie z zasadą zróżnicowania wymagań i obowiązków określonych w TWJ. Następnie były one przedkładane PAA, 1985.06.28 — Program Zapewnienia Jakości Inwestora (PZJIn), Program Zapewnienia Jakości Generalnego Wykonawcy (PZJGW) 1985.09.19 — Program Zapewnienia Jakości Generalnego Projektanta (PZJGP), 1985.05.26 — Program Zapewnienia Jakości Generalnych Dostaw (PZJGD). Wymienione cztery PZJ uzupełnione tzw. „Częścią zbiorczą” stanowiącą krótki opis zasad, celów i środków zapewnienia jakości, stworzyły „Program Zapewnienia Jakości Budowy EJ „Żarnowiec”. Jego opracowanie i przedłożenie PAA było również spełnieniem warunku 1.8.

Zezwolenia na budowę Państwowej Agencji Atomistyki udzielonego Inwestorowi 11 listopada 1985 roku z punktu widzenia bezpieczeństwa jądrowego i ochrony radiologicznej. W grudniu 1985 roku, po okresie przygotowawczym, rozpoczęła się realizacja robót cyklowych wykonawstwem płyty fundamentowej reaktorowni.

Wdrożenie Systemu Zapewnienia Jakości EJ „Żarnowiec”

Opracowane i zatwierdzone zgodnie z TWJ Programy Zapewnienia Jakości poszczególnych uczestników przedsięwzięcia były podstawowym dokumentem dla przeprowadzenia procedury uznania gotowości do realizacji EJ „Ż”. Procedura ta, jak i inne zasady SZJ, dotyczy realizatorów szeroko rozumianych dostaw i usług dla obiektów ważnych dla bezpieczeństwa jądrowego, tj. należących do I, II lub III klasy jakości, wg wspomnianej wcześniej klasyfikacji Generalnego Projektanta. Obiekty IV klasy jakości realizowane są w EJ „Ż” wg postanowień Prawa Budowlanego oraz wymagań obowiązujących w budownictwie „Warunków Technicznych Wykonania i Odbioru Robót Budowlano-Montażowych” — 5 tomów, z zastrzeżeniem, że poziom jakości tych obiektów nie może być niższy od najwyższego uzyskiwanego dotąd w energetyce konwencjonalnej. Celem procedury uznania gotowości uwieńczonyj wydaniem stosownej Decyzji jest sprawdzenie czy zawarty w PZJ opis aplikanta odpo-

wiada rzeczywistości. Pod pojęciem opis rozumieć należy zbiór informacji dotyczących przyjętych rozwiązań organizacyjnych (schemat organizacyjny wraz z dokładnym określeniem odpowiedzialności, uprawnień, powiązań funkcjonalnych w odniesieniu do komórek organizacyjnych oraz osób fizycznych) oraz posiadanych środków technicznych (poziom technologiczny, maszyny i urządzenia, aparatura badawcza, plan kontroli jakości itp.) Ekonomiczne aspekty oceny brane były pod rozwagę mało lub prawie wcale. Wydaje się, że w przyszłości może to ulec zmianie w warunkach gospodarki rynkowej i przełamania monopolu.

Należy stwierdzić, że wdrażanie SZJ, szczególnie w pierwszej fazie, napotykało na duże trudności. Nie jest to jakaś szczególna specyfika praktyki polskiej. Wiadomo mi, że trudności podobne były również udziałem organizacji odpowiedzialnych wdrażających SZJ za granicą, w tym również w państwach zachodnich. Wymogi SZJ to dla producenta lub wykonawcy robót budowlano-montażowych (rbm) dodatkowe zadania i kłopoty powodujące pozorne zwiększenie kosztów. Stąd naturalna niechęć do podporządkowania się tym wymogom, szczególnie w przypadkach producentów znanych, posiadających pewne tradycje i nie mających konkurencji. Namacalnym przykładem celowości prowadzenia procedury uznania gotowości jest przypadek Fakopu Sosnowiec. Podczas wizyty technicznej w Fakopie, z udziałem inspektorów Dozoru Jądrowego, komisja stwierdziła, mimo poprawnie opracowanego PZJ Fakopu i posiadanych przez niego uprawnień UDT, Lloyda Brytyjskiego i Niemieckiego, Det NORske Veritas, i innych, pewne dość istotne zaniedbania, szczególnie w gospodarce materiałami austenitycznymi. W wyniku działania Inwestora UDT potwierdził protokołem nasze zastrzeżenia w przeprowadzonej przez swoich przedstawicieli kontroli i nakazał ich niezwłoczne usunięcie.

Zasada zróżnicowania wymagań, poza jej stroną formalną, ma również swoją wymowę merytoryczną. Wobec braku w polskiej energetyce jądrowej wymagań dla jakości określonych w przepisach państwowych wybraliśmy indywidualne podejście tak do wymagań wykonawstwa robót budowlano-montażowych jak i produkcji urządzeń, elementów i konstrukcji. Przejawia się ono w opracowywaniu przez Generalnego Projektanta tzw. Projektowych Wymagań Jakości (PWJ). Na ich podstawie oraz na podstawie projektu technicznego opracowywane są indywidualne Warunki Techniczne Wykonania i Odbioru (WTWiO). Wymagania SZJ stanowią, że tworzenie dokumentacji technicznej, jej uzgodnienia, dystrybucja, archiwizowanie i wyszukiwanie dokonywane jest na podstawie wcześniej uzgodnionych i zatwierdzonych instrukcji i procedur będących częścią odpowiednich PZJ. Indywidualne podejście do wymagań jakości, w trudnej do określenia przyszłości (dla realizacji następnych elektrowni jądrowych), powinno być zastąpione opracowaniem i wdrożeniem odpowiednich przepisów państwowych jako dokumentów

określających wymagania jakości dla całych grup i rodzajów urządzeń, układów, konstrukcji oraz wykonawstwa rbm — ujednoczone wg klas jakości.

Następną zasadą SZJ jest kontrola na wszystkich etapach produkcji wyposażenia oraz wykonawstwa rbm. Realizowana ona jest przez opracowanie, uzgodnienie i wdrożenie Programów Kontroli Jakości będących częścią WTWiO oraz Programów Kontroli Wejściowej. PKJ określają operacje kontrolne, ich charakter, czas i sposób przeprowadzenia, instytucje i osoby, których obecność w określonym czasie jest wymagana, sposób udokumentowania operacji kontrolnych, stosowne kwestionariusze, itp. PKW opracowywane są głównie przez Generalnego Dostawcę. Odnoszą się do dostarczanych na budowę materiałów, maszyn i urządzeń. Przyjęto zasadę wykonywania możliwie największej części PKW u producenta, z wykorzystaniem jego technicznych możliwości. System nadzoru inwestorskiego realizowany jest przez:

- branżowy nadzór inspektorski,
- Służbę Zapewnienia Jakości,
- Organizację Nadzoru i Kontroli (ONIK).

Istotną innowacją w stosunku do realizacji inwestycji konwencjonalnych jest wprowadzenie punktów b) i c).

Dla prowadzenia w określonym zakresie nadzoru, kontroli oraz doradztwa technicznego (tj. wykonywania funkcji ONiK) Inwestor EJ „Z”, wzorując się na praktyce krajów zachodnich, zawarł stosowne umowy z następującymi instytucjami:

- Politechniką Gdańską — Instytutem Technologii i Materiałów Budowlanych — prace budowlane,
- Politechniką Gdańską. Instytutem Technologii Materiałów Maszynowych i Spawalnictwa — prace spawalnicze,
- Instytutem Elektrotechniki w Warszawie, Zakładem Badań Nieniszczących — badania szczelności i penetracyjne,
- Energopomiarem Gliwice — badania, pomiary i odbiory techniczne maszyn i urządzeń,
- Polskim Rejestrem Statków — odbiory jakościowe materiałów, wyrobów i urządzeń, uznawanie zakładów i laboratoriów, szkolenie i nadawanie uprawnień spawaczom oraz operatorom badań nieniszczących.

W miarę zaawansowania prac na budowie przewidywane są dalsze tego typu współpracę stosownie do potrzeb.

Kontrola realizacji Programu Zapewnienia Jakości Budowy (PZJB)

Jedynie system, który posiada wbudowane elementy i mechanizmy kontroli zgodności realizacji z wymogami określonymi w programie, może być uznany jako dobry. W przypadku naszego PZJB przewidziano dwa poziomy kontroli:

- I poziom — generalni uczestnicy nadzorują i kontrolują realizację własnych PZJ oraz PZJ swoich

wykonawców; biura projektowe, dostawcy i wykonawcy kontrolują realizację własnych PZJ oraz PZJ swoich podwykonawców i poddostawców,

b) II poziom — Inwestor nadzoruje i kontroluje realizację całego PZJB; Organizacja Nadzoru i Kontroli kontrolują realizację części PZJB w zakresie uzgodnionym z Inwestorem.

Czynności kontrolne realizowane są w trybie tzw. kontroli rewizyjnych wewnątrznych (własnego PZJ) oraz zewnętrznych (PZJ organizacji podporządkowanej). Podstawą prowadzenia kontroli rewizyjnych jest z wyprzedzeniem opracowany i uzgodniony dokument pn. „Plan Kontroli Rewizyjnych” oraz odpowiednie instrukcje kontroli opracowane przez ich wykonawców.

Budowa EJ „Z” objęta jest również systemem nadzoru państwowego:

- Dozór Jądrowy,
- Urząd Dozoru Technicznego,
- Komenda Główna Straży Pożarnej,
- Państwowa Inspekcja Pracy,
- Państwowa Inspekcja Sanitarna,
- Państwowa Inspekcja Ochrony Środowiska.

Wymienione organa administracji państwowej zostały powołane i prowadzą swoją działalność na podstawie odpowiednich ustaw Sejmu i rozporządzeń Rady Ministrów.

Kontrola realizacji PZJB prowadzona jest również na podstawie bardzo sformalizowanego systemu obiegu dokumentacji projektowej, zamówieniowej i realizacyjnej. System ten zapewnia:

- sprecyzowanie jednoznacznej odpowiedzialności za wykonaną pracę, dostarczone urządzenie, itp.
- posługiwanie się dokumentami aktualnymi,
- pełne i trwałe dokumentowanie działań.

Programy Zapewnienia Jakości generalnych uczestników realizacji EJ „Z” i ich partnerów umownych zawierają jako załączniki (stosownie do powierzonych zadań):

- procedury dokonywania zamówień,
- procedury zwalniania dokumentacji do realizacji,
- procedury postępowania z uchybieniami jakości i działań korygujących.

Zgodnie z Prawem Budowlanym, za jakość wykonywanych rbm odpowiada ich bezpośredni wykonawca, za jakość produkowanych urządzeń — producent. Ich obowiązkiem jest uzyskać, utrzymać i udokumentować jakość. Generalni uczestnicy EJ „Z” mają zapisany w umowach z Inwestorem obowiązek wyegzekwowania jakości u swoich partnerów umownych (biura projektowe, dostawcy, wykonawcy). Inwestor, jako jedyna strona — zgodnie z Prawem Atomowym — odpowiadająca za bezpieczeństwo jądrowe obiektu, musi przedłożyć Dozorowi Jądrowemu wszelkie dokumenty jakości (świadectwa, atesty, protokoły odbioru, itp), które dowiodą, że wymagana jakość została uzyskana i utrzymana.

Bezpieczeństwo jądrowe niewątpliwie jest funkcją

jakości, stąd też te obydwa pojęcia są nierozdzielnie ze sobą powiązane i rozpatrywane łącznie.

Pod koniec 1989 r. Inwestor dokonał analizy efektywności wdrażania PZJB EJ „Z”. Według stanu na 30 czerwca 1988 r.:

- Opracowano 35 Programów Zapewnienia Jakości (29 PZJ zatwierdzono).
- Wydano 16 Decyzji uznania gotowości (1 cofnięto).
- Opracowano i uzgodniono 21 Programów Kontroli Wejściowej.
- Przeprowadzono 19 kontroli rewizyjnych zewnętrznych — wydano 163 zalecenia.
- Przeprowadzono 6 kontroli rewizyjnych wewnętrznych (u Inwestora) — wydano 65 poleceń.
- Opracowano 94 Projektowe Wymagania Jakości dla branży budowlanej, mechanicznej, elektrycznej i hydrotechnicznej.
- Opracowano 42 Warunki Techniczne Wykonania i Odbioru.
- Przeszkolono, przeegzaminowano i uprawniono do wykonania robót spawalniczych ogółem 364 spawaczy.

Wynikające z analizy wnioski wskazywały na potrzeby:

- dalszego szkolenia dla zrozumienia celów i funkcji Zapewnienia Jakości, zadań i odpowiedzialności poszczególnych uczestników budowy, komórek organizacyjnych i osób fizycznych,
- zwiększenia konsekwencji w systematycznym wdrażaniu działań PZJ,
- utworzenia powiązań funkcjonalnych pomiędzy Generalnym Projektantem, Generalnym Dostawcą i Generalnym Wykonawcą,
- szczególnie starannego podejścia do problemu uzyskania wymaganej szczelności strefy hermetycznej.

Mimo istniejących trudności System Zapewnienia Jakości Budowy EJ „Zarnowiec” był wdrażany poprawnie. Dowodzą tego wyniki oceny ekspertów zagranicznych, w tym z Międzynarodowej Agencji Energii Atomowej oraz belgijskiej firmy „Belgom”. Właśnie Systemowi zawdzięczać należy fakt, że gdy w 1986 r. cementownia Małogoszcz nie była w stanie produkować cementu hydrotechnicznego o wymaganej zawartości alkaliów (poniżej 0,9%) roboty budowlane — związane z realizacją reaktorowni oraz innych budynków i budowli ważnych dla bezpieczeństwa jądrowego — były wstrzymane.

To dzięki Systemowi, w ramach kontroli wejściowej, prowadzono staranną selekcję materiałów austenitycznych, głównie blach i rur importowanych z ZSRR, których jakość nie zawsze odpowiadała wymaganiom, szczególnie w zakresie stanu powierzchni.

Z ubolewaniem należy stwierdzić, że wszystkie wyżej podane informacje opisują stan przeszły. 13 lipca 1989 r. Inwestor został powiadomiony przez Bank Gdański o wstrzymaniu finansowania budowy, a 22 grudnia 1989 r. Rada Ministrów podjęła decyzję

o jej zawieszeniu do końca 1990 r.

Podjęcie takiej decyzji bez wyasygnowania środków na zabezpieczenie techniczne wykonanych budynków, konstrukcji budowlanych, elementów instalacji technologicznych (np. rurociągi i zbiorniki kwasoodporne), wykładzin stalowych nie jest wyjściem

najlepszym. Naraziło to wymienione obiekty i ich elementy na ciągłe oddziaływanie warunków otoczenia i degradację cech jakościowych. Zakres degradacji, przy przedłużaniu obecnych warunków, może doprowadzić do stanu, w którym wznowienie robót będzie z technicznego punktu widzenia niemożliwe.

B. Woronkin, System for ensuring quality of NPP „Żarnowiec”
The author recalls how the decision of erecting NPP at Żarnowiec had been made and the quality Assurance Programme for Construction had been created. Results of analyses of the programme implantation effectivity are quoted with stress put on the programme's meaning for obtaining adequate quality of the assembling-erecting works (i. e. consistent with international quality requirements).

E. T. Józefowicz, Wstrzymanie budowy EJ „Żarnowiec” z punktu widzenia Dozoru Jądrowego

Artykuł stanowi próbę oceny, z punktu widzenia Dozoru Jądrowego, decyzji Rządu o wstrzymaniu na rok budowy EJ w Żarnowcu. Autor analizuje obecny stan budowy i możliwości (w nowych warunkach) Inwestora, nadal prawnie odpowiedzialnego za bezpieczeństwo jądrowe przyszłej elektrowni.

E. T. Józefowicz

Wstrzymanie budowy EJ „Żarnowiec” z punktu widzenia Dozoru Jądrowego

22 grudnia 1989 r. Rząd podjął decyzję o wstrzymaniu na rok budowy elektrowni jądrowej „Żarnowiec”. Decyzja została podjęta pod presją sytuacji ekonomicznej kraju i stanowiła niejako zalegalizowanie i przedłużenie stanu faktycznego, który istniał już przez ponad cztery miesiące na skutek wstrzymania finansowania inwestycji przez bank. Decyzja Rządu zobowiązuje Ministra Przemysłu do podjęcia niezbędnych działań dla zabezpieczenia budowy, ale nie mówi nic na temat źródeł finansowania robót zabezpieczających. Prace te powinny doprowadzić budowę

do takiego stanu, aby jej podjęcie za rok było możliwe ze względów bezpieczeństwa przyszłej eksploatacji elektrowni oraz nie powodowało ogromnych dodatkowych kosztów wynikających z nieodwracalnego niszczenia urządzeń i obiektów, których budowa została przerwana w chwili najzupełniej przypadkowej. Do końca marca 1990 r. żadne decyzje na ten temat nie zostały podjęte mimo usilnych działań zarówno Inwestora jak i Dozoru Jądrowego. Powstała sytuacja potencjalnie groźna z punktu widzenia spełnienia warunków bezpieczeństwa jądrowego.

Inwestor („Elektrownia Jądrowa Żarnowiec w budowie”) otrzymał zezwolenie na budowę z punktu widzenia bezpieczeństwa jądrowego i ochrony radiologicznej po przedstawieniu wymaganej dokumentacji i z klauzulą spełnienia wielu warunków zarówno typu jednorazowego, jak i o charakterze ciągłym. Zezwolenie to zostało wydane przy założeniu, że Inwestor ma zapewnione fundusze na budowę. Jednym z tych warunków jest obowiązek zawiadamiania i uzgadniania z Dozorem Jądrowym wszelkich zmian i decyzji, które mogą mieć wpływ na bezpieczeństwo jądrowe elektrowni. Decyzja o wstrzymaniu budowy na rok, mająca bardzo poważny związek z bezpieczeństwem przyszłej eksploatacji, została Inwestorowi narzucona, mimo zastrzeżeń Dozoru Jądrowego, a także misji Międzynarodowej Agencji Energii Atomowej, która pracowała w Żarnowcu na przełomie września i października ubiegłego roku. W tej więc sprawie Inwestor, ustawowo odpowiedzialny za bezpieczeństwo jądrowe elektrowni, został de facto ubezwłasnowolniony. Powstaje pytanie, co w tej sytuacji oznacza jego odpowiedzialność za bezpieczeństwo elektrowni. Co więcej, brak decyzji dotyczących dalszego finansowania budowy (zabezpieczenia budowy) stawia pod znakiem zapytania realizację wymagań Dozoru Jądrowego w stosunku do Inwestora, który powinien zapewnić warunki bezpieczeństwa przyszłej elektrowni w trakcie prac zabezpieczających. Niezrozumiałe jest w tej sytuacji niezdecydowane stanowisko przedstawicieli Ministerstwa Przemysłu w sprawach tej elektrowni.

Wydaje się bowiem nie ulegać wątpliwości, że decyzja dopuszczająca kontynuowanie budowy, nawet w bardzo zwolnionym tempie ze względu na ograniczone możliwości finansowe państwa, byłaby zarówno ekonomicznie jak i z punktu widzenia bezpieczeństwa przyszłej elektrowni bardziej prawidłowa. Pozwoliłaby najrozsądniej wykorzystać nakłady, które i tak będą musiały być poniesione nawet w przypadku podjęcia decyzji ostatecznie przerywającej budowę.

Inwestor wówczas byłby zapewne w stanie utrzymać na budowie pewne moce wykonawcze pozwalające doprowadzić roboty budowlane i zabezpieczające do możliwego do zaakceptowania stanu, a także utrzymać najpotrzebniejszą przeszkoloną kadre. Obecne odwołanie jakichkolwiek decyzji finansowych ma zdecydowanie zły wpływ na jakość budowy, a także stan kadrowy.

Narastające trudności finansowe i rysująca się możliwość przerwania de facto budowy sprawiły, że Inwestor przygotował już w połowie 1989 r. program I etapu robót zabezpieczających elektrownię. Był on zgodny z wymaganiami Dozoru Jądrowego dotyczącymi opracowania niezbędnej dokumentacji w przypadku czasowego zatrzymania budowy, w szczególności propozycji warunków technicznych zabezpieczenia placu budowy i obiektów na nim wznoszonych.

Program przewidywał m.in.:

- zmontowanie bloków zbrojeniowych (PBZ) koniecznych do zakończenia już wykonanych ścian

- i stropów w reaktorowni oraz ich zabetonowanie, zabetonowanie zmontowanych z PBZ węzłów reaktorowni celem zabezpieczenia wewnętrzznego zbrojenia i elementów stalowych przed korozją oraz zabetonowanie zazbrojonych i zaszalowanych ścian niektórych innych obiektów (budynki gospodarki odpadami promieniotwórczymi, pompownia główna),
- wykonanie zaawansowanych stropów w stopniu uniemożliwiającym zacieki wód opadowych w niższych pomieszczeniach reaktorowni,
- zakończenie bocznej izolacji reaktorowni, ścianek dociskowych i zasypek,
- zabezpieczenie elementów zbrojenia i sztukówek nie przewidzianych na tym etapie do zabetonowania,
- zabezpieczenie antykorozyjne elementów zabetonowanych (marki, przepusty), wykładzin z blachy węglowej, spoin wykładzin austenitycznych i zbiorników, drzwi i luków hermetycznych oraz węzłów konstrukcji stalowych,
- zakończenie rozpoczętych elementów kanalizacji specjalnej i jej zabezpieczenie, a także zabezpieczenie elementów szybu reaktora, w szczególności kanałów komór jonizacyjnych i elementów konstrukcyjnych, w tym zadaszenie szybów,
- bieżąca kontrola prawidłowości składowania i konserwacji magazynowanych elementów i urządzeń.

Kontrola Dozoru Jądrowego, w szczególności ostatnia kontrola przeprowadzona 11—12 stycznia 1990 r. potwierdziła, że choć formalnie nic nie uległo zmianom i Inwestor jest nadal odpowiedzialny za całość zagadnień związanych z bezpieczeństwem jądrowym przyszłej elektrowni, to faktycznie nie jest w stanie realizować żadnych (zarówno bieżących, jak i postawionych wcześniej) wymagań Dozoru, a więc jego odpowiedzialność staje się problematyczna.

Brak środków finansowych powoduje, że np. Inwestor:

- wykonał w niewielkim tylko stopniu (ok. 20%) program pierwszego etapu robót zabezpieczających,
- nie ma możliwości prowadzenia tych robót, obecnie i w najbliższej przyszłości,
- nie był w stanie zapobiec przerwaniu prac projektowych i zejściu z budowy wykonawców, a więc rozpadowi objętej Programem Zapewnienia Jakości organizacji wykonawstwa inwestycji,
- nie może uniknąć znacznych ubytków kadrowych u siebie i wszystkich uczestników budowy, przy czym odchodzą oczywiście przede wszystkim wysoko kwalifikowani specjaliści szkoleni na potrzeby budowy, których pozyskanie z powrotem może być niemożliwe.

Wielu uczestników budowy zmienia też odpowiednio swą strukturę organizacyjną (np. Energoprojekt Warszawa likwiduje komórki zajmujące się energetyką jądrową). Ten problem wymaga szczególnej troski.

Budowa może być realizowana dalej w innym układzie organizacyjnym, ale wszystkie związane z tym kroki uzależnione są od środków finansowych

i utrzymania niezbędnej kadry.

Nietrudno wyobrazić sobie, jak przedstawia się stan techniczny samej budowy w zaistniałej sytuacji. Występują istotne braki wykonania we wszystkich wymienionych poprzednio pozycjach programu, nie licząc wielu nie wymienionych mniej istotnych z punktu widzenia bezpieczeństwa jądowego. Ze względu na okres zimy i wiosny, szczególnie pilne były i są roboty zabezpieczające powierzchnie nie przykryte i pozostające dotychczas bez powłok ochronnych. W przeciwnym razie ulegną one powolnej degradacji. Szczegółowy ich wykaz i koszt jest oczywiście dobrze znany.

Istotne z punktu widzenia bezpieczeństwa wielkie urządzenia sprowadzone już na teren budowy lub w jego pobliżu (wytwornice pary, zbiorniki reaktorów), składowane są w warunkach nie wywołujących poważnych zastrzeżeń, choć powoduje to dodatkowe koszty.

Z punktu widzenia Dozoru Jądowego nie powstała więc jeszcze sytuacja uniemożliwiająca powrót do kontynuowania budowy po podjęciu odpowiednich decyzji.

Jednakże niezależnie od doraźnych decyzji finansowych i innych związanych ze wznowieniem budowy. Inwestor dla otrzymania zgody Dozoru Jądowego,

będzie musiał wykazać, że:

- ma zapewnione środki finansowe na cały przewidywany okres budowy,
- stworzył (od nowa) właściwą organizację procesu budowy,
- posiada odpowiednie środki techniczne, zabezpieczenia materiałowe oraz wyszkoloną kadrę,
- ma zagwarantowaną, z odpowiednim wyprzedzeniem, dokumentację budowlano-montażową i technologiczną,
- budowle i urządzenia nie uległy degradacji w stopniu zmniejszającym bezpieczeństwo elektrowni.

Podsumowując, można stwierdzić, że decyzja o wstrzymaniu budowy EJ „Żarnowiec” jest decyzją kosztowną i ryzykowną. Może też być brzemienne w skutki już niezamierzone i nieodwracalne, jeśli nie zostaną w porę podjęte dalsze decyzje przeciwdziałające degradacji jakości urządzeń i budowli.

Należy też pamiętać, że jeśli przerwa w budowie ma trwać tylko rok, to działania przygotowawcze do jej wznowienia powinny być podjęte najpóźniej w połowie 1990 r., s wyszkolona kadra musi mieć świadomość tego od zaraz, aby nie uległa nieodwracalnemu rozproszeniu, które uniemożliwi rzeczywiste wznowienie budowy w rozsądnym czasie.

E. T. Józefowicz, *Suspension of the NPP „Żarnowiec”, erection in opinion of the Regulatory Body*

The author attempts to review, on behalf of The Regulatory Body, the government's decision to suspend erection of the NPP „Żarnowiec” for one year. The current state of the erection and abilities (under the new conditions) of the Investor being still legally responsible for nuclear safety of the future power plant are analysed.

R. Siwicki, *Zezwolenia na wykorzystanie źródeł promieniowania*
W artykule autor omawia ogólnie postawowe wymagania (egzekwowane przez Dozór Jądowy), niezbędne do uzyskania zezwolenia na produkcję lub eksploatację źródeł promieniowania. Podkreśla odpowiedzialność dyrektora zakładu za bezpieczeństwo pracy w warunkach zagrożenia promieniowaniem.

R. Siwicki

Zezwolenia na wykorzystanie źródeł promieniowania

W myśl ogólnie przyjętych zasad ochrony radiologicznej, na podjęcie każdej działalności związanej z promieniowaniem jonizującym trzeba uzyskać odpowiednie zezwolenie.

W Polsce, przepisy jeszcze z lat pięćdziesiątych, określiły zarówno formy uzyskiwania zezwoleń, jak i dość szczegółowo różnego rodzaju wymagania techniczne. Od tego czasu wytworzyła się określona praktyka, powstały nawyki organizacyjne, zebrano dużo doświadczeń i wykształcono kadrę fachowców.

Dorobek ten został wykorzystany podczas aktualizowania przepisów i tworzenia nowego „Prawa Atomowego” w 1986 r. Niektóre procedury zostały uproszczone. Przykładem może być uzyskanie zezwolenia na stosowanie źródeł promieniowania. Dawniej Stacja Sanitarno-Epidemiologiczna nadawała określoną kategorię tzw. pracowni izotopowej i dopiero wówczas występowało o zezwolenie (ze strony CLOR) na nabycie dokładnie określonej porcji izotopów, ewentualnie atestowanego urządzenia radiacyjnego. Teraz jest to jedna procedura.

Odpowiedzialność za bezpieczeństwo pracy w warunkach zagrożenia promieniowaniem spoczywa na dyrektorskim zakładzie. On właśnie, występując o zezwolenie do Dozoru Jądowego musi przedstawić dokumentację, która w jednoznaczny sposób udawadnia spełnienie wszystkich wymaganych warunków bezpiecznego stosowania źródeł promieniowania.

Wymagania podstawowe można zestawzić w dwu grupach nazwanych umownie wymaganiami technicznymi i organizacyjnymi.

WYMAGANIA TECHNICZNE

- a) wyposażenie technologiczne pomieszczeń, komory, manipulatory;
- b) wentylacja, filtry;
- c) osłony;

- d) aparatura pomiarowa;
- e) oznakowania i sygnalizacja;
- f) magazyny źródeł, odpadów;
- g) ubrania robocze.

WYMAGANIA ORGANIZACYJNE:

- a) kwalifikacje personelu;
- b) technologiczna instrukcja pracy;
- c) program zapewnienia jakości pracy;
- d) kontrola wewnętrzna, tj. inspektorzy zakładowi;
- e) ewidencja, analizy, sprawozdania;
- f) plany postępowania awaryjnego.

Wspomniana dokumentacja musi świadczyć o zminimalizowaniu zagrożenia (a właściwie o zoptymalizowaniu warunków ochrony) zarówno personelu, jak i ewentualnie otoczenia (dotyczy to zwłaszcza usuwania lotnych lub ciekłych odpadów) w normalnych warunkach pracy. Musi być również obliczone i przeanalizowane zagrożenie, które mogłoby wystąpić w razie awarii oraz podane sposoby przeciwdziałania. W przypadku szerszego niż teren zasięgu zagrożenia, przedstawiane plany postępowania awaryjnego muszą być uprzednio zaakceptowane przez władze lokalne.

Dozór Jądowy, rozpatrując zgodność złożonego wniosku z przepisami i zasadami ochrony przed promieniowaniem, może zażądać dodatkowych wyjaśnień, obliczeń i ekspertyz, jak również przeprowadzić wizję lokalną. Od chwili kiedy zezwolenie zostanie wydane, Dozór Jądowy analizuje roczne raporty zakładu o stanie ochrony radiologicznej, weryfikując je w miarę potrzeby podczas inspekcji na miejscu.

Produkcja lub dystrybucja źródeł izotopowych, aparatury zawierającej takie źródła, instalowanie i konserwacja aparatury izotopowej, składowanie od-

padów promieniotwórczych, eksploatacja akceleratorów, wymaga uzyskania zezwoleń Dozoru Jądrowego.

Zezwolenia potrzebne są również w przypadku prac realizowanych poza stałą siedzibą zakładu, jak np. terenowych badań defektoskopowych lub badań rozplywu wód głębinowych i rzecznych z użyciem znaczników izotopowych.

Udzielanie zezwoleń na stosowanie aparatury rentgenowskiej (do 300 keV) leży w gestii Państwowej Inspekcji Sanitarnej, która współdziała z Dozorem Jądrowym również w czasie kontroli innych zakładów.

Pozostają jeszcze przypadki nietypowe, jak praca w warunkach narażenia na wzmożone promieniowanie naturalne (np. w niektórych kopalniach węgla lub

metali) oraz produkcja tzw. przedmiotów powszechnego użytku (np. koszulki-siatki stosowane w lampach gazowych lub izotopowe czujki dymu). I wówczas potrzebne są zezwolenia, poprzedzone oczywiście analizą.

Należy raz jeszcze przypomnieć, że odpowiedzialność za zgodne z zezwoleniem i bezpieczne wykorzystanie promieniowania, ponosi dyrektor jednostki. Przeprowadzane przez Dozór Jądrowy inspekcje i kontrole nie zmniejszają jego odpowiedzialności.

Ze względu na duże zróżnicowanie działań związanych ze stosowaniem promieniowania, szczegółowe warunki udzielania zezwoleń są również zróżnicowane. Będziemy je kolejno omawiać w dalszych numerach „Biuletynu”.

R. Siwicki, *Permissions for utilization of radiation sources*
The fundamental requirements (enforced by The Regulatory Body) being prerequisite for obtaining permission for production and utilization of radiation sources have been generally discussed in the article. The author emphasizes the plant's director responsibility for safety of employees working under radiation hazard.

A. Kostyrko, *Awaria radiologiczna w Goiania (Brazylia)*

Autor, na podstawie materiałów opracowanych przez MAEA, relacjonuje przebieg i skutki wypadku radiacyjnego, który wydarzył się w Brazylii w Goiania przed trzema laty. Wnioski, jakie wyciągnięto po tym wydarzeniu, mają charakter uniwersalny. Dla ochrony radiologicznej ogromne znaczenie ma prawidłowe zabezpieczenie źródeł promieniowania, a także ich właściwa eksploatacja i dokumentacja.

A. Kostyrko

Awaria radiologiczna w Goiania (Brazylia)

Awaria w Goiania była jednym z najpoważniejszych dyktychczas wypadków radiacyjnych. Przypomina awarię w Mexico City (1962), Algierze (1978), Maroko (1984) liczbą ofiar śmiertelnych, przewyższa je natomiast rozległością skażeń promieniotwórczych, ogólną liczbą poszkodowanych osób i wielkością strat materialnych. Wstrząsnęła brazylijską opinię publiczną, tym bardziej że wydarzyła się w półtora roku po głośniejszej awarii w Czarnobylu.

13 września 1987 r. wyniesiono z terenu opuszczonej dwa lata wcześniej i częściowo zdewastowanej kliniki w Goiania, pozostawione tam bez opieki źródło cezu-137 o aktywności 50,9 TBq (1375 Ci).

Wymontowano je z urządzenia do terapii radiacyjnej nowotworów. O fakcie pozostawienia źródła cezu 137 nie powiadomiono władz sprawujących nadzór nad ochroną radiologiczną przy wykorzystaniu energii jądrowej. W następstwie tych zdarzeń wiele osób otrzymało wysokie dawki promieniowania. Były cztery ofiary śmiertelne, a 28 osób doznało poważnych oparzeń radiacyjnych. Skażeniu uległy domy mieszkalne i place publiczne. Nieodzwonne stało się zburzenie siedmiu domów mieszkalnych i innych budynków oraz usunięcie wierzchniej warstwy gleby na dużych powierzchniach.

Jak do tego doszło?

Goiania jest zamieszkałą przez około 1 milion mieszkańców stolicą stanu Goiás w środkowej Brazylii. Położona jest na terenach typowo rolniczych. Uprawia się tam zboże i hoduje bydło. Średnia

temperatura roczna wynosi 21,9°C (osiągając często 40°C), klimat jest wilgotny; roczny opad deszczów wynosi 1700 mm. Dzielnice miasta, gdzie zdarzył się wypadek, zamieszkuje uboga ludność o niskim poziomie wykształcenia.

Prywatna klinika radioterapeutyczna (IGR) w Goiania dysponowała od początku lat siedemdziesiątych źródłami cezu-137 i kobaltu-60. Wydane przez Narodową Komisję Energii Jądrowej (CNEN) zezwolenie obejmowało szczegółowe warunki eksploatacji źródeł oraz wskazywało osoby — lekarza i fizyka — odpowiedzialne za bezpieczną ich eksploatację. Jednym z tych wymagań był obowiązek powiadamiania CNEN o stanie tych urządzeń.

W końcu 1985 r. IGR zakończyła pracę w starych budynkach i nowa spółka przeniósła się do nowej siedziby, dokąd przeniesiono też źródło kobaltu-60. W opuszczonym budynku szpitala pozostawiono źródło cezowe, którego dalsza eksploatacja miała być przeanalizowana. Jednak w ciągu dwu lat nie podjęto ostatecznych decyzji. Nie zawiadomiono również władz sprawujących nadzór nad ochroną radiologiczną o dokonanych zmianach.

Większa część starego szpitala wraz z otoczeniem uległa dwastacji. Pozostawione w bezładzie pomieszczenia zabiegowe, w których znajdowało się opuszczone źródło cezowe były ogólnie dostępne.

Wróćmy do przebiegu zdarzeń. Dwaj mężczyźni, dowiedziawszy się wcześniej o pozostawionym na terenie opuszczonego szpitala tajemniczym, nieznanym dla nich urządzeniu, postanowili rozmontować je i sprzedać. Po trwających od 10 września 1987 r. próbach demontażu aparatury, zdołali 13 września wyjąć z osłonnej głowicy obrotowej zestaw zawierający szczelną kapsułę ze źródłem cezu-137. Błyszcząca obudowa stalowa wydała im się wartościowa, toteż wywieźli oni zestaw do domu położonego o około 0,5 km od szpitala. Skażeń promieniotwórczych w tym czasie jeszcze nie było, lecz od momentu wyjęcia źródła z osłony osoby te były narażone na bezpośrednie działania promieniowania (jak przy ustawieniu źródła w głowicy radioterapeutycznej na pozycji „włączona”). Dokuczliwe objawy chorobowe, jak wymioty, biegunkę i opuchliny, przypisali zatruciu się pokarmem. Moc dawki mogła wynosić $4,6 \text{ Gy} \cdot \text{h}^{-1}$ z odległości 1 m (460 rd/h).

W czasie prób demontażu urządzenia obrotowego przedziurawiono kapsułę źródła śrubokrętem i wydobyto pewną ilość chlorku cezowego w postaci krystalicznych bryłek, rozpadających się na proszek. Około 18 września zawierający kapsułę ze źródłem krążek wylamano z zestawu obrotowego i sprzedano handlarzowi złomem. Tej nocy kierownik złomowiska zauważył błękitną poświatę emanującą z kapsuły źródła. Uznał, że zjawisko jest niezwykle a proszek może być cenny. 21 września uszkodzona już wcześniej, w czasie prób wyjęcia z zestawu, kapsuła ze źródłem została otwarta i zabrana do mieszkania przez właściciela

złomowiska. W ciągu następnych dni wiele osób zapraszano do oglądania źródła jako osobliwości. Z kapsuły wybierano śrubokrętem kolorowe fragmenty źródła (CsCl) wielkości ziaren ryżu i rozdano wielu osobom zainteresowanym niezwykłymi właściwościami proszku. Niewiarygodnie wręcz wydają się dzisiaj autentyczne niestety przypadki nacierania skóry sproszkowanym chlorkiem cezowym, jak to się czyni w Brazylii ze świecidlami w czasie karnawału.

Krag ofiar i zasięg skażeń został więc poszerzony w wyniku zainteresowania, jakie wzbudziła zaobserwowana błękitna poświata nad powierzchnią źródła. Wystąpienie tego zjawiska można tłumaczyć działaniem promieniowania Czerenkowa; jest ono wysyłane przez cząstki naładowane, poruszające się w przezroczystym ośrodku z prędkością większą od prędkości światła w tym samym ośrodku. Ośrodkiem takim jest m.in. powietrze wysyczone wilgocią nagromadzoną przez wysoce higroskopijny chlorek cezowy. Także próby wykorzystania skażonych elementów urządzenia (np. odzyskanego ołowiu) przyczyniły się do rozprzestrzeniania się skażeń. Oczywiście dokładne odtworzenie chronologii roznoszenia skażeń nie jest możliwe.

Na fatalnym biegu zdarzeń zaważyły bardzo właściwości chemiczne chlorku cezowego. Jest on substancją doskonale rozpuszczalną w wodzie i — z nielicznymi wyjątkami — reagując z różnymi środkami chemicznymi nie tworzy trudno rozpuszczalnych związków.

U wielu osób, które zetknęły się w różnych sytuacjach ze źródłem, wystąpiły typowe objawy chorobowe: wymioty, biegunki i oparzenia. Jednak w ciągu jeszcze kilku dni lekarze z miejscowej służby przypisywali te dolegliwości alergiom lub zatruciom pokarmami.

Fragmenty źródła i rozmontowanej aparatury zostały sprzedane do dwóch jeszcze składów złomu zlokalizowanych w innych dzielnicach miasta.

28 września, jedna z późniejszych ofiar śmiertelnych, żona kierownika pierwszego złomowiska, zaniepokojona występującymi u niej od kilku dni dolegliwościami skojarzyła je z działaniami tajemniczego urządzenia. Zabrała, wraz z drugą osobą, pozostałości urządzenia obrotowego oraz zestawu źródła i zaniósła przedstawicielom władz zajmujących się kontrolą sanitarną w mieście (osoba niosąca źródło w torbie doznała oparzeń ramienia i otrzymała dawkę około 3,0 Gy na całe ciało). Dopiero wtedy lekarz rozpoznał u poszkodowanych charakterystyczne symptomy, za wywołane skutki napromienieniem wysokimi dawkami. (Lekarz, jak się okazało później, otrzymał też dawkę około 1,3 Gy). Następnego dnia zasięgnął opinii znajomego fizyka, który wykrył wysokie poziomy promieniowania od dostarczonych fragmentów źródła. Fizyk powiadomił natychmiast o odkryciu zniszczonego źródła i występujących skażeniach miejscowe władze służby medycznej, które skontaktowały się z CNEN. Władze w Goiania ewakuowały ludność ze skażonych terenów i rozpoczęły identyfikację osób,

CNEN przysłał natychmiast ekipy, które pomagały w leczeniu poszkodowanych i kontrolowaniu skażonych powierzchni. Władze zgromadziły konieczne środki — sprzęt, aparaturę pomiarową, chemikalia — i zorganizowały centrum koordynacji prac nad usuwaniem skutków awarii. Pomocy fachowej, materiałowej i technicznej udzieliło 8 państw należących do Międzynarodowej Agencji Energii Atomowej. Brazylia dysponowała również specjalistami z odpowiednimi kwalifikacjami.

Powaga sytuacji spowodowała przyspieszenie działań. W ciągu jednego dnia zidentyfikowano i zamknięto dostęp do skażonych powierzchni. Sytuacja została uchwycona 3 października. Okres od 3 do 10 października poświęcony był ustaleniu szczegółowych zadań, które należało podjąć, by usunąć skutki awarii. Do połowy października określono stan skażeń i rozpoczęto prace nad oczyszczaniem powierzchni. Ustalono również lokalizację tymczasowego składowiska odpadów promieniotwórczych na rzadko zaludnionym obszarze odcygniętym o 20 km od Goiânia.

Wiele osób zostało napromienionych od źródeł zewnętrznych i wewnętrznych. Ogółem skontrolowano 112 000 osób, spośród których 249 otrzymało duże dawki. Ogółem hospitalizowano 22 osoby, w tym 11 najciężiej poszkodowanych przewieziono do kliniki w Rio de Janeiro (czworo spośród nich zmarło). Dawki na całe ciało otrzymane przez te 4 osoby kształtowały się w zakresie od 4,5 Gy do 6 Gy. Dwóch pacjentów napromienionych równie wysokimi dawkami przeżyło. Osoby ze skażeniami zewnętrznymi i wewnętrznymi poddawano dekontaminacji, zorganizowano służby medyczne, grupy analityków zajmujących się badaniami próbek wydzielin i krwi, itp. Dopracowywano procedury dekontaminacji pacjentów. Na przykład po raz pierwszy w historii radiologicznych awarii użyto do usuwania skażeń wewnętrznych promieniotwórczym cezem-137 odczynnika selektywnie wiążącego cez, to jest Błękitu Pruskiego. Użycie tego odczynnika o nazwie handlowej Radiogardase zwiększało kilkakrotnie szybkość usuwania cesu wydalonego z organizmu z kałem. Półprocenowa zawieszina Błękitu Pruskiego, w postaci sześciocyjanożelazianu wiązała w próbach laboratoryjnych 99,9% Cs⁺.

Skażone powierzchnie w mieście objęły łącznie około 1 km². Zidentyfikowano 7 głównych ognisk skażeń: na niektórych z nich stwierdzono moce dawek do 2 Sv · h⁻¹ z odległości 1 m. Badano zawartość cesu w glebach, wodach gruntowych, wodzie pitnej, powietrzu i produktach żywnościowych. Środki zapobiegawcze były konieczne tylko w przypadku gleby i drzew owocowych w promieniu 50 metrów od głównych ognisk skażeń.

Z wielu terenów konieczne było usuwanie powierzchniowych warstw gleby. Na szczęście poziomy skażeń wody pitnej były bardzo niskie, a wody gruntowe w ogóle nie były skażone (jedynie w kilku studniach położonych blisko głównych ognisk skażeń stężenie cesu-137 było zbliżone do progu wykrywalności).

Rozpoczęte w połowie października, a podjęte na pełną skalę w listopadzie prace dekontaminacyjne starano się zakończyć na większej części obszarów i domów przed Bożym Narodzeniem '87. Decydowały o tym względy natury psychologicznej. Tylko drugorzędne prace na terenach o mniejszych, niegroźnych dla otoczenia skażeniach, rozpoczęto w końcu grudnia 1987 i zakończono w marcu 1988 r. Począwszy od końca października poważnym problem stanowiło odtransportowywanie odpadów promieniotwórczych powstających przy dekontaminacji domów, terenów i sprzętu do tymczasowego składowiska. W pracach tych wzięło udział ponad 700 osób. Odtransportowano około 3500 m³ odpadów w beczkach stalowych o pojemności 40, 100 i 200 dm³, umieszczanych w opakowaniach ze ścianami betonowymi. W połowie grudnia 1987 zniesiono ograniczenia dotyczące przebywania na głównych skażonych powierzchniach w Goiânia.

W zebranych odpadach promieniotwórczych odzyskano około 44 TBq (1200 Ci) ze znanej aktywności źródła 50,9 TBq (1375 Ci). Pozostałe około 13% promieniotwórczego CsCl uległo rozproszению w różny sposób, nie stwarzając bezpośredniego zagrożenia dla ludzi i otaczającego środowiska.

Średnie dawki u personelu zatrudnionego przy likwidacji skutków awarii nie przekroczyły 20% wartości rocznych dawek granicznych dla osób narażonych zawodowo na promieniowanie jonizujące.

Awaria w Goiânia pokazuje, jak działania ludzkie, które w zwykłych warunkach byłyby nieszkodliwe, stają się sprawami życia i śmierci, zwłaszcza przy późnym rozeznaniu sytuacji. Podstawową nauką z niej płynącą stanowi to, że w ochronie radiologicznej najważniejszym działaniem jest zabezpieczenie źródła, właściwie zagwarantowane w ramach postępowania wymaganego dla wydania zezwolenia. Inne doświadczenia uzyskane w związku z awarią Brazylijski-CNEN sformułował w następujących wnioskach:

— poważną rolę w przypadku awarii odgrywają właściwości fizyczne i chemiczne promieniotwórczego źródła. Zaleca się branie ich pod uwagę przy udzielaniu zezwolenia na produkcję i eksploatację takich źródeł, uwzględniając przy tym konsekwencje możliwych wypadków i nieprawidłowego użycia;

— nieodzowne jest dysponowanie odpowiednim systemem informacji, by uniknąć paniki wśród ludno-

ści. System taki obejmować musi popularyzowanie zagadnień radiologii we wszystkich grupach społeczeństwa i wszelkimi dostępnymi środkami;

— nieodzowne jest zapewnienie środków pozwalających na natychmiastową organizację systemu wsparcia socjalnego i psychologicznego dla osób bezpośrednio lub pośrednio poszkodowanych wskutek awarii radiologicznych związanych z poważnymi skażeniami;

— konieczne jest systematyczne organizowanie krajowych i zagranicznych kursów szkoleniowych dla grup awaryjnych;

— konieczne jest stworzenie ruchomego, dostępnego w każdej chwili systemu pierwszej pomocy, z wykorzystaniem szybkich środków transportu;

— organizacje międzynarodowe powinny dysponować rejestrem dostępnego, gotowego sprzętu radiologicznego, możliwego do użytku w ekstremalnych warunkach klimatycznych, opracować przepisy prawne umożliwiające szybkie dostawy sprzętu, zatrudniać ekspertów gotowych do udzielania porad i pomocy w usuwaniu skutków awarii;

— władze krajowe powinny mieć prawo tworzenia tymczasowych składowisk na odpady promieniotwórcze, stworzyć przepisy prawne regulujące organizację służb awaryjnych oraz ich pracę w warunkach normalnych i awaryjnych;

— bardzo ważnym zagadnieniem jest ustalenie programu inspekcji sprzętu i obiektów radiologicznych. Jednakże system inspekcji jest skuteczny tylko pod warunkiem powiązania z systemem pewnego rodzaju przymusu, jakim byłoby ustalenie odpowiedzialności cywilnej lub zawodowej w zezwoleniu na źródła (takiej inspekcji w Goiânia zabrakło).

Wnioski powyższe mają znaczenie uniwersalne. Po uwzględnieniu istniejących różnic (np. większej świadomości społecznej, innych zwyczajów panujących w Polsce, różnych gęstości zaludnienia, stosunków własnościowych i organizacyjnych w służbie zdrowia, itp.), można je odnieść również do naszego kraju.

W Polsce znajduje się ok. 40 dużych źródeł do naświetlań; ok. 20 z nich stosowanych jest w urządzeniach do telegammaterapii w służbie zdrowia i ok. 20 w urządzeniach do napromieniania materiałów. W urządzeniach do telegammaterapii i w 80% urządzeń do naświetlania materiałów stosowane są źródła Co-60 o aktywności 6—20 kCi. Źródła te nie grożą

skażeniami — są wykonane z metalicznego Co. Jedno źródło cesu-137 o aktywności 12 kCi stosowane jest do badań radiacyjnych w placówce Polskiej Akademii Nauk pod Warszawą (obecnie urządzenie to jest remontowane u producenta we Francji).

Prawne aspekty stosowania źródeł promieniotwórczych w Polsce do celów naukowych, technicznych, medycznych, uregulowane są w Prawie Atomowym (Ustawa z 10 kwietnia 1986, DzU nr 12, poz. 70; zm. DzU z 1987, nr 33, poz. 180) oraz Aktach wykonawczych (Zarządzenia Prezesa Państwowej Agencji Atomistyki z 28 lipca 1987 r. w sprawie ewidencji i kontroli źródeł promieniowania jonizującego, MP nr 27, poz. 214; zarządzenie Prezesa Państwowej Agencji Atomistyki z 6 czerwca 1988 w sprawie zasad ochrony fizycznej materiałów jądrowej, MP nr 20, poz. 181).

W postępowaniu o uzyskanie zezwolenia na działanie pracowni teleterapii ważną rolę odgrywa dostosowanie się do obowiązujących Polskich Norm dotyczących ochrony przed promieniowaniem jonizującym (np. PN-71/J-80102), formułujących wymagania dla projektów pracowni, lokalizacji, zabezpieczenia pomieszczeń i terenu, urządzeń i znaków ostrzegawczych, blokady dostępu, wymagań przeciwpożarowych, budowlanych, obliczenia i konstrukcji osłon. W udzielanych zezwoleniach ustalone są osoby odpowiedzialne za stan i eksploatację urządzeń (Zarządzenie Prezesa Państwowej Agencji Atomistyki z 28 lipca 1987 w sprawie rodzajów stanowisk mających istotne znaczenie dla zapewnienia bezpieczeństwa jądrowego i ochrony radiologicznej oraz warunków i trybu nadawania uprawnień koniecznych do ich zajmowania, MP nr 27, poz. 215).

Wszystkie źródła promieniotwórcze stosowane w Polsce zarejestrowane są w Centralnym Laboratorium Ochrony Radiologicznej w Warszawie. Powiadomienie CLOR o wszelkich zmianach warunków eksploatacji źródeł i zaistniałych trudnościach jest podstawowym warunkiem zezwolenia na posiadanie źródeł.

Pravidłowość zabezpieczenia źródeł, eksploatacji i dokumentacji realizowanych prac podlega kontroli przeprowadzanej przez inspektorów Dozoru Jądrowego.

Opracowano na podstawie raportu „The Radiological Accident in Goiânia” IAEA, Vienna, 1988, STI/PUB/815,

A. Kostyrko, *Radiological accident at Goiana (Brazil)*
The author reports, on the base of the IAEA materials, the course and results of a radiological accident which took place at Goiana (Brazil) three years ago. Lessons obtained from this incident have universal advantage. Appropriate preservation of radiation sources, as well as their proper exploitation and documentation are of main importance for the radiological protection.

W artykule omówiono naturalne zagrożenia radiacyjne w górnictwie polskim oraz określone w *Prawie Atomowym* kontrolne zadania Dozoru Jądrowego w zakresie minimalizowania tych zagrożeń.

W. Chruścielewski

Naturalne zagrożenia radiacyjne w górnictwie

W górnictwie polskim, podobnie jak w całym świecie, występują zagrożenia radiacyjne powodowane przez naturalne radionuklidy zawarte w skorupie ziemskiej. W wyniku technologii górniczej dochodzi do koncentracji w wyrobiskach górniczych tych radionuklidów i powstają, istotne z punktu widzenia ochrony radiologicznej, problemy związane z narażeniem na promieniowanie pracujących w takim środowisku górników.

W polskich kopalniach występują, ze źródnicowym nasileniem, trzy rodzaje zagrożeń radiologicznych.

1. Obecność w powietrzu wyrobisk górniczych ekshalowanego ze skały radioaktywnego gazu radonu ^{222}Rn . Gaz ten, ulegający radioaktywnemu rozpadowi jest produktem macierzystym szeregu izotopów stałych ołowiu, polonu i bizmutu zwanych „krótkożyjącymi pochodnymi radonu”. Te izotopy, występując w powietrzu wyrobisk górniczych, łączą się z cząsteczkami pyłu tworząc tzw. „aerozole promieniotwórcze”. Pracujący w takim środowisku górnik wdycha ten aerozol co prowadzi do napromieniowania dróg oddechowych
2. Podziemne wody niektórych kopalń zawierają wypłukiwany ze skał izotop radu ^{226}Ra . Izotop ten rozprzestrzeniony jest w kopalni za pośrednictwem wód, a także wyprowadzany na zewnątrz do środowiska naturalnego. Obecność radu w wodach nie stwarza bezpośredniego zagrożenia radiacyjnego powstawaniem skażeń zewnętrznych ze względu na stosunkowo niską aktywność skażenia wody. Natomiast w przypadku picia takiej wody może dojść do kumulowania się radu w organizmie i powstania istotnych skażeń wewnętrznych.
3. Radioaktywne osady zawierające rad ^{226}Ra mają bezpośredni związek z występującą w kopalniach skażoną wodą. W wyniku mieszania się wód radowych z wodami silnie zmineralizowanymi wytrącają się z tych wód nierozpuszczalne związki zawie-

rające rad. Tworzą się w kopalniach skupiska tych osadów, a praca w ich pobliżu może doprowadzić do ekspozycji zewnętrznej na promieniowanie jonizujące.

Od końca lat sześćdziesiątych prowadzone są, przez różne instytucje naukowe, badania prowadzące do rozpoznania zakresu występujących zagrożeń, opracowanie odpowiednich metod pomiarowych, limitów narażenia, zasad postępowania.

Badania te, a przede wszystkim wdrożenia ich efektów w kopalniach, przyniosły pozytywne rezultaty w postaci znacznego obniżenia ryzyka radiacyjnego polskich górników.

Obecnie można stwierdzić, że sytuacja w zakresie zagrożenia radiacyjnego od pochodnych radonu jest w pełni rozpoznana we wszystkich kopalniach w Polsce. Inne rodzaje zagrożeń są w dalszym ciągu przedmiotem badań.

Wydanie w 1986 r. ustawy Prawo Atomowe, regulującej całokształt spraw związanych z problemami pokojowego wykorzystania energii atomowej, stworzyło nowe zasady i uwarunkowania prawne również w zakresie problemów związanych z zagrożeniem radiacyjnym w górnictwie. W myśl ustawy, do zakresu działania Prezesa Państwowej Agencji Atomistyki należy między innymi sprawowanie nadzoru i kontroli każdej działalności powodującej lub mogącej powodować narażenie ludzi i środowiska na promieniowanie jonizujące.

Do celów nadzoru i kontroli Prezes Agencji dysponuje wyspecjalizowanym organem administracji państwowej, zwanej Dozorem Jądrowym.

Na Dozór Jądrowy nałożone zostały zadania, do których należy między innymi „ochrona pracowników zatrudnionych w zakładach, w których występuje narażenie na promieniowanie od naturalnych nuklidów promieniotwórczych”.

W związku z tym dotychczas rozproszona działalność kontrolno-nadzorcza, zostaje przejęta przez Do-

zór Jądrowy i podlega wymaganiom prawnym Prawa Atomowego.

Dozór Jądrowy może i powinien w swojej działalności wykorzystywać potencjał i doświadczenia wyspecjalizowanych jednostek badawczo-rozwojowych i stowarzyszeń naukowo-technicznych w zakresie zagadnień ochrony radiologicznej. Warunkiem wykorzystania badań, ekspertyz i opinii takich jednostek oraz specjalistów jest to aby nie pozostawali oni w stosunku podległości organizacyjnej lub służbowej do podmiotów poddanych Dozorowi Jądrowemu. Taki zapis prawny gwarantuje niezależność działań Dozoru Jądrowego.

Zadania Dozoru Jądrowego w kopalniach realizowane będą głównie poprzez:

- wydawanie zezwoleń,
- opracowanie i wydawanie przepisów oraz zaleceń technicznych i norm związanych ze spełnieniem wymagań i warunków ochrony radiologicznej,
- prowadzenie własnych niezależnych pomiarów kontrolnych.

Prowadzenie przez Dozór niezależnych pomiarów kontrolnych posiada aspekt weryfikacji pomiarów wykonywanych przez służby kopalniane, a także umożliwia utworzenie banku danych o narażeniu radiacyjnym w górnictwie, który tworzy podstawy do opracowywania analiz ogólnych, oceny trendów zmian poziomów zagrożenia, a także określania optymalnych dla każdej kopalni wymagań w zakresie ochrony radiologicznej.

Należy wyraźnie zaznaczyć, że działalność Dozoru Jądrowego ma charakter wyłącznie kontrolny i nie zwalnia zakładów górniczych z obowiązku zapewnienia bezpiecznych warunków pracy, zgodnie z zasadą minimalizacji narażenia radiacyjnego. Zasada ta została wyraźnie określona w *Prawie Atomowym*. Stanowi ono, by każda działalność w warunkach narażenia na promieniowanie jonizujące była prowadzona

w taki sposób, aby liczba osób narażonych była jak najmniejsza, a otrzymane przez te osoby dawki promieniowania były możliwie małe i nie przekraczały dawek granicznych.

Zapis ten determinuje jednoznacznie konieczność zapewnienia pracownikom opieki lekarskiej, środków ochrony osobistej i sprzętu dozymetrycznego, jak również prowadzenia ewidencji indywidualnych dawek promieniowania i systematycznej kontroli środowiska pracy. Zasady prowadzenia takiej kontroli oraz ewidencji pomiarów dozymetrycznych są określone w zarządzeniach wykonawczych do Ustawy Prawo Atomowe. Natomiast sposób realizacji tych zadań przez kopalnie jest dowolny i zależy od praktycznych możliwości każdego zakładu pracy.

Przepisy określają pewne zasady optymalne, które muszą być spełnione, natomiast każde rozszerzenie tych zasad prowadzące do uzyskania efektów pozytywnych pozostawione jest do decyzji zakładów pracy. Inicjatywa zakładów górniczych w zakresie ochrony radiologicznej może się przejawiać również w zakresie ustanowienia tzw. limitów operacyjnych niższych niż obowiązujące limity autoryzowane, a także w zakresie realizacji profilaktyki technicznej, prowadzącej do obniżenia narażenia radiacyjnego górników.

Jest sprawą oczywistą, że przejęcie przez Dozór Jądrowy nadzoru nad narażeniem radiacyjnym w kopalniach stwarzać będzie w początkowym okresie sporo problemów natury technicznej. Nie wszystkie kopalnie są jeszcze w pełni przygotowane do opracowania kompleksowych programów ochrony radiologicznej, wdrożenia pomiarów dozymetrycznych czy interpretacji uzyskanych wyników.

Zgodnie z ustawowymi zadaniami Dozór Jądrowy będzie udzielał kopalniom porad i konsultacji, a także szkolił służby kopalniane realizujące zadania ochronny radiologicznej.

W. Chruścielewski, *Natural radiation hazards in mining*

Natural radiation hazards in mining in Poland, as well as control tasks of the Regulatory Body to minimize these hazards, as determined in *The Atomic Law*, are discussed in the article.

Listy do Redakcji

L. Adamski
Instytut Energii Atomowej
Świerk

W związku z artykułem „Przyczynek do sejsmiczności terenu lokalizacji EJ Żarnowiec” (Biuletyn nr 2/89, str. 11) pozwalam sobie dodać poniższy komentarz:

Sejsmolodzy na podstawie analiz zapisków historycznych konstruują mapy zawierające tzw. izolinie maksymalnych obserwowanych intensywności trzęsień ziemi na danym terenie. W szczególności dla obszaru Europy taka mapa zawarta jest w pracy C. Radu i in.: „Europe maximum observed intensities”, KAPG, Bucharest 1983. Wynika z niej, że dla interesującego nas praktycznie obszaru Polski:

- im dalej na północ, tym bezpieczniej: cały obszar Polski środkowej i północnej leży poniżej „izolinii 5 (MSK-64)”;
- są na terenie południowej Polski dwa obszary ograniczone „izolinią 6 (MSK-64)”, tj. takie, na których w czasach historycznych obserwowano trzęsienie ziemi o intensywności co najmniej 6 st., a zgodnie z cytowanym w artykule zaleceniem MAEA tych terenów nie można zaliczać do terenów o niskiej sejsmiczności.

Z punktu widzenia projektowania przyszłych obiektów jądrowych w Polsce istotny jest większy z tych obszarów, ograniczony w przybliżeniu linią: granica polsko-czechosłowacka — Kędzierzyn — Bytom — Tarnów — Muszyna — grania. Na tym terenie leżą m.in. Kraków i cały Górny Śląsk.

Obszar ten obejmuje około 18000 km². Wewnątrz niego mieści się mniejszy obszar o jeszcze wyższej sejsmiczności, ograniczony „izolinią 7 (MSK-64)”, obejmujący tereny na południe i zachód od linii Cieszyn — Myślenice — Czarny Dunajec.

W czasach historycznych miały miejsce trzęsienia ziemi, których epicentra leżały na terenie Polski (Kraków 1303 r., Śląsk 1443 r., zachodnie Karpaty 1786 r., Dzieńsz 1966 r.), a których skutki w niektórych przypadkach były nie do pominięcia: w Krakowie zaważyło się sklepienie kościoła św. Katarzyny, zarysowały się kamienice, a duże szkody w murowanych budynkach stwierdzono w Brzegu i Wrocławiu (1443 r.). Dane te zawiera praca J. Pagaczewskiego: *Katolog trzęsień ziemi w Polsce z lat 1000—1970*. (Mat. i Prace Inst. Geof., t. 51, PWN 1972).

Nie demonizując sprawy stwierdzam, że ostatnie zdanie z wymienionego na wstępie artykułu: „Biorąc pod uwagę historyczne zapisy o trzęsieniach ziemi, jak również prace odpowiednich instytucji i organizacji w Polsce i na świecie stwierdzić trzeba, że obszar całej Polski należy do regionów asejsmicznych” — jest prawdziwe z ograniczeniem i stanowi niepotrzebne uspokajające uogólnienie. I o tym ograniczeniu Dozór Jądrowy wie, a potencjalni projektanci powinni pamiętać.

W naszym artykule „Przyczynek do sejsmiczności terenu lokalizacji EJ Żarnowiec” chcieliśmy przede wszystkim pokazać, że możliwa jest bezpieczna eksploatacja reaktorów jądrowych zlokalizowanych w rejonach o dużej aktywności sejsmicznej, a do takich niewątpliwie należy zachodnie wybrzeże Stanów Zjednoczonych. Także w Europie, na Środkowym i Dalekim Wschodzie zbudowano wiele elektrowni jądrowych na terenach o równie dużej sejsmiczności. Tylko spośród elektrowni z reaktorami typu WWER, EJ Armeńska w ZSRR zbudowana jest na terenach o sejsmiczności 8 st. w skali MSK-64, EJ Kozłoduj w Bułgarii — 8 st., EJ Bohunice w Czechosłowacji — 6 st.

Natomiast biorąc pod uwagę wszystkie tereny w Polsce potencjalnie przydatne dla lokalizacji elektrowni jądrowych, trzeba stwierdzić, że Polska należy do regionów o rzeczywiście bardzo niskiej aktywności sejsmicznej. W tym też kontekście, pamiętając o wielu w ostatnich czasach bardzo kontrowersyjnych wypowiedziach na temat sejsmiczności terenu na którym zlokalizowano EJ Żarnowiec, nasz artykuł miał na celu również „działanie uspokajające”.

Chcemy ponadto podkreślić, że obowiązujące w Polsce przepisy dotyczące lokalizacji elektrowni jądrowych wymagają przeprowadzenia szczegółowych badań i studiów lokalizacyjnych obejmujących także analizę sejsmiczności regionu lokalizacji, czego potwierdzenie można znaleźć m.in. w niniejszym numerze biuletynu w artykule omawiającym sprawowanie dozoru nad drugą elektrownią jądrową.

Biuletyn rozprowadzany jest w prenumeracie.
Wpłaty prosimy kierować na konto:
PBK-I OM-W-wa 370002-4066

Wydawca: Państwowy Dozór Bezpieczeństwa Jądrowego i Ochrony Radiologicznej
Warszawa ul. Krucza 36
Redakcja: 03-194 Warszawa — ul. Konwaliowa 7
tel. 111-999
red. naczelny — Jerzy Zendberg
sekretarz redakcji — Ewa Szkultecka

Przewodniczący Rady Programowej
doc. Wacław Dąbek