

BEZPIECZEŃSTWO
JADROWE
I OCHRONA
RADIOLOGICZNA

11/92

BEZPIECZEŃSTWO JĄDROWE i OCHRONA RADIOLOGICZNA

BIULETYN INFORMACYJNY

Nr 11-1992
Warszawa

Spis treści

1. J. Włodarski: *Wykreślenie EJ "Żarnowiec" w budowie z rejestru obiektów jądrowych* 3
2. A. Kowalczyk: *Potencjalne zagrożenie radiologiczne Polski od elektrowni jądrowych wytwarzających energię elektryczną w krajach sąsiadujących z Polską* 5
3. T. Musiałowicz: *Zmiany limitów dawek* 11
4. T. Musiałowicz: *Czy można wdrażać do praktyki zalecenia ICRP-60(1990)?* 15
5. W. Szumski: *Działalność dozoru jądrowego związana z wydawaniem decyzji w sprawie gospodarczego wykorzystania odpadów przemysłowych zawierających substancje promieniotwórcze* 18
6. A. Pawlak: *Misja OSART w elektrowni jądrowej Loviisa w Finlandii* 22

Autor - st. inspektor dozoru jądrowego, przedstawia ostatnią fazę działań Dozoru Jądrowego na terenie postawionej w stan likwidacji elektrowni jądrowej "Żarnowiec" (w budowie).

Janusz Włodarski

WYKREŚLENIE ELEKTROWNI JĄDROWEJ "ŻARNOWIEC" (W BUDOWIE) Z REJESTRU OBIEKTÓW JĄDROWYCH

Notki o autorach

Andrzej Kowalczyk - mgr inż., absolwent Wydziału Mechanicznego Energetyki i Lotnictwa Politechniki Warszawskiej; kierownik Pracowni Analiz Radiologicznego Zagrożenia Środowiska w Zakładzie Analiz Bezpieczeństwa Obiektów Jądrowych w Centralnym Laboratorium Ochrony Radiologicznej

Tadeusz Musiałowicz - doc. mgr inż., absolwent Wydziału Łączności Politechniki Warszawskiej. Współzałożyciel Centralnego Laboratorium Ochrony Radiologicznej; wieloletni kierownik Działu Kontroli Zakładów i Działu Narażenia Zewnętrznego, członek i przewodniczący Komisji Bezpieczeństwa Jądrowego byłego Urzędu Energii Atomowej. Do 1981 r. - współautor większości przepisów i norm w zakresie ochrony radiologicznej w Polsce; współautor IAEA; Basic Safety Standards, Transport of Radioactive Materials i Personnel Monitoring; współpracownik Międzynarodowej Organizacji Normalizacyjnej (ISO/TC85/SC-2 i SC-4); członek Stałej Grupy Doradczej d/s Przewozu Materiałów Promieniotwórczych w IAEA (SAGSTRAM), członek Amerykańskiego Towarzystwa Ochrony Radiologicznej (Health Physics Society). W latach 1981-88 pracuje w Wiedniu w IAEA w Departamencie Zabezpieczeń Materiałów Jądrowych. Od 1989 r. na emeryturze - 1/3 etatu w CLOR.

Andrzej Pawlak - mgr, absolwent Wydziału Matematyki, Fizyki i Chemii Uniwersytetu im. Adama Mickiewicza w Poznaniu, pracownik Zespołu Dozoru Jądrowego w Centralnym Laboratorium Ochrony Radiologicznej, st. inspektor w Głównym Inspektoracie Dozoru Jądrowego Państwowej Agencji Atomistyki, specjalista bezpieczeństwa w energetyce jądrowej.

Wiesław Szumski - mgr inż., absolwent Wydziału Elektroniki Politechniki Warszawskiej, gł. specjalista w Głównym Inspektoracie Dozoru Jądrowego Państwowej Agencji Atomistyki.

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

W dniu 22 grudnia 1989 r. Rząd podjął decyzję o wstrzymaniu na rok budowy Elektrowni Jądrowej "Żarnowiec" /EJ"Ż"/.

4 września 1990 r. Rada Ministrów /RM/ zdecydowała o postawieniu EJ"Ż" w budowie w stan likwidacji.

W dniu 29 grudnia 1990 r. weszła w życie uchwała nr 204 RM z dnia 17 grudnia 1990 r. w sprawie postawienia inwestycji EJ"Ż" w budowie w stan likwidacji /MP nr 49, poz. 373/.

W ciągu całego okresu, w którym ważyły się losy EJ"Ż", dozór jądrowy uwzględniając warunki w jakich znalazła się budowana elektrownia, wykonywał swoje zadania. Stanowisko dozoru jądrowego odnośnie EJ"Ż" oraz zakres wykonywanych czynności dozorowych w tym okresie zostały szczegółowo przedstawione w poprzednich numerach Biuletynu*.

Dozór jądrowy uważał, że do czasu sprecyzowania zasad i trybu przeprowadzenia postępowania likwidacyjnego, żadne decyzje, które mogłyby powodować nieodwracalne skutki uniemożliwiające wykorzystanie zgromadzonego majątku zgodnie z przeznaczeniem, nie powinny być wdrażane. Dozór

uznał również, że rozpoczęty w 1989 r. i z trudem realizowany program zabezpieczenia konstrukcji budowlanych oraz zamontowanych elementów wyposażenia, układów technologicznych i urządzeń, powinien być kontynuowany i wykonany co najmniej w zakresie zaplanowanym na 1990 r. W szczególności chodziło o ukończenie ciągłej izolacji bitumicznej reaktorowni, ze względu na planowane zaprzestanie wypompowywania wód gruntowych.

Jako "sprecyzowanie zasad i trybu postępowania likwidacyjnego" dozór uznał opracowanie i opublikowanie aktów wykonawczych do w/w uchwały nr 204 RM oraz zatwierdzenie przez Ministra Przemysłu programu zagospodarowania majątku pochodzącego z zaniechanej inwestycji.

Przeprowadzone w 1991 r. przez dozór jądrowy kontrole EJ"Ż" wykazały że:

- istotne decyzje dotyczące EJ"Ż" podejmowane były niejednokrotnie poza organizacją Inwestora /Likwidatora/, co powodowało trudności w realizacji zaleceń dozoru,
- w zwolnionym tempie ze względu na trudności finansowe ale konsekwentnie realizowano program zabezpieczeń budowli i zgromadzonych urządzeń i materiałów,
- w sposób właściwy, zgodnie z sugestiami dozoru, przygotowywano się do wyłączenia odwodnienia głębokiego.

* 1/ M. Jurkowski: Decyzja o postawieniu elektrowni jądrowej "Żarnowiec" w stan likwidacji w świetle doświadczeń ze sprawowania dozoru jądrowego nad tym obiektem w okresie zatrzymania budowy. Biul. inf. BJOR, nr 6 (1991).

2/ E.T. Józefowicz: Wstrzymanie budowy EJ "Żarnowiec" z punktu widzenia Dozoru Jądrowego. Biul. inf. BJOR, nr 3 (1990).

Minister Przemysłu wydał w dniu 19 lutego 1991 r. zarządzenie Nr 74/Org/91 w sprawie likwidacji przedsiębiorstwa państwowego pod nazwą Elektrownia Jądrowa "Żarnowiec" w budowie.

Ustanowiony w zarządzeniu likwidator zobowiązany został do opracowania i przedstawienia do dnia 30 kwietnia 1991 r. do zatwierdzenia Ministrowi Przemysłu programu likwidacji wraz z preliminarem kosztów, ze szczególnym uwzględnieniem sposobu zagospodarowania majątku likwidowanego przedsiębiorstwa.

Nadzór nad prawidłowym przebiegiem likwidacji powierzono Dyrektorowi Departamentu Ekonomiki Przedsiębiorstw oraz Dyrektorowi Gospodarki Energetycznej i Paliwowej Ministerstwa Przemysłu.

Termin rozpoczęcia likwidacji EJ "Ż" w budowie wyznaczono na dzień 1 marca 1991 r., a zakończenia na dzień 31 grudnia 1992 r. Przedłożony przez likwidatora Program Likwidacji PP EJ "Żarnowiec" w budowie został zatwierdzony decyzją Pełnomocnika Rządu d/s Organizacji Resortu Przemysłu i Handlu z dnia 09.08.1991 r. Program ten został zaakceptowany także przez dozór jądrowy. Obszar, na którym znajdują się budynki i budowle I etapu budowy, oraz wykop II etapu zostały wyłączone z działań objętych programem restrukturyzacji.

W czerwcu 1991 r. inspektorzy dozoru jądrowego wzięli udział, w charakterze obserwatorów, w pracach komisji d/s odbioru końcowego robót zabezpieczających budowli i obiektów EJ "Ż" /powołanej zgodnie z zarządzeniem Dyrektora-Likwidatora/, w obrębie których przewidziano wyłączenie odwod-

nienia głębokiego /budynki maszynowni bloków I i II z łącznikiem, budynek gospodarki odpadami promieniotwórczymi, budynek pompowni centralnej, kanały zrzutowe wody chłodzącej, kanał zrzutowy ocieplający, budynek przepompowni drenażowej dla drenażu wschodniego pod skarpią, budynek reaktorowni, fundament komina/.

Prace komisji polegały na zapoznaniu się z istniejącymi dokumentami /protokółami/ i przeprowadzeniu wizji lokalnych obiektów będących przedmiotem zainteresowania. Należy podkreślić, że pozytywna ocena inspektorów dozoru jądrowego wykonania prac dotyczyła tylko tych prac zabezpieczających, które prowadzone były ze względu na wyłączenie odwodnienia głębokiego; zabezpieczenie przed niszczącym wpływem czynników atmosferycznych /np. pomieszczeń oraz elementów stalowych budynku reaktorów/ było niewystarczające.

Wobec powyższych faktów, Prezes Państwowej Agencji Atomistyki, zwierzchnik Państwowego Dozoru Bezpieczeństwa Jądrowego i Ochrony Radiologicznej, prof. dr hab. R. Żelazny, działając na podstawie art. 162, par. 1, p. 1 KPA, podjął w dniu 27.VII. 1991 decyzję nr 5/91 o wykreśleniu EJ "Żarnowiec" w budowie z rejestru obiektów jądrowych (w sensie art. 14 ust. 2 ustawy - Prawo atomowe) oraz o wygaśnięciu Zezwolenia z punktu widzenia bezpieczeństwa jądrowego i ochrony radiologicznej na budowę Elektrowni Jądrowej "Żarnowiec" zlokalizowanej w woj. gdańskim w gminie Krokowa na południowo-wschodnim brzegu Jeziora Żarnowieckiego.

J. Włodarski: Deleting of NPP "Żarnowiec" (under construction) from the list of the nuclear installations.

This paper describes final activities of Regulatory Body concerning NPP "Żarnowiec" performed till the deleting this plant from the list of the nuclear installations.

W artykule zamieszczono dane o elektrowniach jądrowych zlokalizowanych w krajach sąsiadujących z Polską i dokonano ich analizy z punktu widzenia potencjalnego zagrożenia radiologicznego dla Polski. Zarysowano również kierunki działań koniecznych dla zapewnienia wymaganego poziomu bezpieczeństwa na wypadek awarii.

Andrzej Kowalczyk

POTENCJALNE ZAGROŻENIE RADIOLOGICZNE POLSKI OD ELEKTROWNI JĄDROWYCH WYTWARZAJĄCYCH ENERGIĘ ELEKTRYCZNĄ W KRAJACH SĄSIADUJĄCYCH Z POLSKĄ

W odległości do 600 km od granic Polski, w krajach sąsiadujących z Polską, tj. we Wspólnocie Niepodległych Państw (b. ZSRR), Czecho-Słowacji, Niemczech, Szwecji oraz na Węgrzech, znajduje się 26 pracujących elektrowni jądrowych (50 bloków energetycznych). Łączna moc omawianych elektrowni wynosi 43 508 MW(e) brutto i jest ponad 40 razy większa od mocy bloku elektrowni Czarnobyl (1000 MW(e) brutto), który uległ awarii w 1986 r.

Szczegółowe dane o elektrowniach jądrowych w sąsiedztwie Polski zamieszczono w tablicy 1.

Biorąc pod uwagę zastosowany typ reaktora, omawiane elektrownie można podzielić na trzy zasadnicze grupy:

- elektrownie z reaktorami wodnymi ciśnieniowymi (PWR, WWER); produkowane na zachodzie elektrownie typu PWR zaopatrzone są w klasyczną obudowę bezpieczeństwa, rosyjskie elektrownie WWER ze względu na ich dużą koncentrację w bezpośrednim sąsiedztwie granic Polski, zostały

opisane bardziej szczegółowo poniżej,

- elektrownie z reaktorami wodnymi wrzącymi (BWR) posiadające obudowę bezpieczeństwa oraz

- elektrownie z reaktorami chłodzonymi wodą z moderatorem grafitowym (RBMK) bez obudowy bezpieczeństwa.

W grupie elektrowni z reaktorami wodnymi ciśnieniowymi wydzielić można podgrupę z rosyjskimi reaktorami WWER (Wodo-Wodianoj Energeticzeskij Rieaktor). Występują tu dwa zasadnicze typy elektrowni:

- elektrownie z reaktorami WWER-1000 MW(e) zaopatrzone w obudowę bezpieczeństwa;

- elektrownie z reaktorami WWER-440 MW(e) bez klasycznej obudowy bezpieczeństwa, wśród których wyróżnić można dwa modele:

- WWER-440 V230 będący modelem starszym; system zabezpieczeń zapewnia wymagany poziom bezpieczeństwa przy rozerwaniu rurociągów o średnicach = < 100mm (średnica gło-

wnego rurociągu cyrkulacyjnego wynosi 500mm),

- WWER-440 V213 będący modelem nowszym; system zabezpieczeń (system pomieszczeń szczelnych z kondensatorem wodnym odpowiadający funkcjonalnie obudowie bezpieczeństwa i układ awaryjnego chłodzenia rdzenia) zapewnia wymagany poziom bezpieczeństwa przy rozerwaniu rurociągów o średnicach ≤ 500 mm, a więc nawet w przypadku rozerwania głównego rurociągu cyrkulacyjnego.

Podział zainstalowanej mocy, w zależności od typu elektrowni, jest na interesującym nas terenie (do 600 km od granic Polski) następujący:

PWR, WWER : 25894 MW(e) co stanowi 59,5%;
w tym WWER 8048 MW(e) (18,5%),
BWR : 10614 MW(e) co stanowi 24,4%,
RBMK : 7000 MW(e) co stanowi 16,1%.

Ponadto na omawianym obszarze w trakcie budowy znajdują się 3 bloki RBMK o łącznej mocy 3500 MW(e), 6 bloków WWER-1000 i 4 bloki WWER-440 o łącznej mocy 7760 MW(e), a także 1 blok FBR (z reaktorem prędkim powielającym) o mocy 310 MW(e).

Największe potencjalne zagrożenie stanowią elektrownie z reaktorami RBMK (taki właśnie reaktor uległ awarii w Czarnobylu) oraz elektrownie z reaktorami WWER-440 V230. Elektrownie z reaktorami WWER-440 V213 i WWER-1000 oraz elektrownie zachodnie (PWR, BWR) stanowią nieporównywalnie mniejsze zagrożenie radiologiczne. Pamiętając, że elektrownia jądrowa Czarnobyl znajduje się w odległości 420 km od granic Polski oraz to, że skutki awarii po sześciu latach od jej zaistnienia wciąż trwają, dokonamy zestawienia elektrowni jądrowych znajdujących się (w przybliżeniu) w połowie tej odległości lub bliżej.

Dane przedstawione w tabelicy 1 wykazują, że w odległości od 140 do 240 km od granic Polski usytuowanych jest 7 pracujących elektrowni jądrowych posiadających razem 17 czynnych bloków o łącznej zainstalowanej mocy 11834 MW(e). Wśród nich znajduje się m. in. 10 bloków z reaktorami WWER-440 (8 bloków V213 i 2 bloki V230):

- 4 bloki elektrowni Bohunice w odległości 140 km (w tym 2 bloki V230),
- 2 bloki elektrowni Równe w odległości 150 km (V213),
- 4 bloki elektrowni Dukowany w odległości 180 km (V213).

Na Litwie, w odległości 210 km od granic Polski pracują 2 bloki RBMK o mocy 1500 MW(e) każdy (elektrownia Ignalino). O kłopotach technicznych

związanych z ich eksploatacją donosiły niedawno środki masowego przekazu. Ze względu na ciężką sytuację energetyczną, Litwa nie zamierza zrezygnować z ich dalszej pracy. Trzeci, identyczny blok RBMK tej samej elektrowni znajduje się w trakcie budowy.

Na rozpatrywanym obszarze budowanych jest dalszych 10 bloków:

- 4 bloki WWER-440 elektrowni Mochowce w odległości 120 km (V213),
- 1 blok WWER-1000 elektrowni Równe w odległości 150 km,
- 2 bloki WWER-1000 elektrowni Temelin w odległości 180 km,
- 3 bloki WWER-1000 elektrowni Chmielnicka w odległości 240 km.

Powyższe dane wykazują jednoznacznie, że w najbliższym sąsiedztwie granic naszego kraju znajdują się bardzo poważne, potencjalne źródła zagrożenia radiologicznego. W tej sytuacji, bezsporna jest konieczność odpowiedniego przygotowania systemu, sprzętu i kadr na wypadek możliwej awarii. Przygotowanie takie powinno uwzględniać w możliwie szerokim zakresie doświadczenia krajowe i zagraniczne zdobyte w trakcie i po awarii czarnobylskiej. W przypadku wystąpienia podobnej awarii, w jej wczesnej fazie możliwe jest zastosowanie szeregu działań prewencyjnych, takich jak: podawanie preparatów jodowych, pozostanie przez określony czas w ukryciach, relokacja ludności na obszary nie zagrożone skażeniami.

Zastosowanie odpowiednich działań prewencyjnych we wczesnej fazie awarii zależy od szybkości przekazywania i jakości informacji (możliwie precyzyjne dane o źródle skażeń i warunkach meteorologicznych), szybkości i jakości wykonania ocen prognostycznych (wielkości skażeń i dawek, określenie obszarów, na których należy zastosować działania prewencyjne ze wskazaniem ich rodzaju i czasu trwania lub momentu rozpoczęcia działania) oraz od szybkości i trafności podejmowania decyzji przez ośrodki decyzyjne. Biorąc pod uwagę usytuowanie elektrowni jądrowych względem granic naszego kraju (odległości większe od 100 km) oraz czas, jaki zwykle upływa od wystąpienia awarii do rozpoczęcia uwalniania skażeń do otoczenia (w zależności od rodzaju awarii jest to kilka, kilkanaście, a nawet więcej godzin), można oszacować, że na zebranie przetworzenie i analizę informacji oraz podjęcie i wprowadzenie w życie odpowiednich decyzji pozostają przynajmniej 24 godziny (w skrajnie niekorzystnych warunkach). Tak więc, efektywne przeciwdziałanie skutkom awarii jest możliwe pod warunkiem istnienia sprawnego systemu informacyjnego, wspo-

magającego powyższe działania prewencyjne. Spójna koncepcja takiego systemu, tj.: krajowego systemu informacyjnego dla wspomagania działań prewencyjnych na wypadek awarii obiektu jądrowego, powinna powstać w możliwie najbliższym czasie. Przy opracowaniu koncepcji, a następnie przy realizacji systemu, należy uwzględnić fakt podpisania przez Polskę istotnych dla tej sprawy dwóch konwencji: Konwencji o Wczesnym Powiadomianiu o Awarii Jądrowej (podpisały ją 72 kraje, w tym wszystkie europejskie, oprócz Rumunii) oraz Konwencji o Pomocy w Przypadku Awarii Jądrowej lub Zagrożenia Radiologicznego (podpisanej przez 70 krajów, w tym również przez wszystkie oprócz Rumunii kraje europejskie). Pamiętać trzeba też o porozumieniach dwustronnych w/w zakresie: zawartym już z Norwegią, przygotowanych do podpisu ze Szwecją oraz Republiką Czeską i Słowacką, a z pozostałymi krajami europejskimi - będącymi w fazie uzgodnień. Taki kompleksowy system powinien wiązać krajowy system monitoringu radiologicznego rejestrującego skażenia na terenie kraju z systemem komputerowym pozwalającym na prognozowanie rozprzestrzenienia się skażeń i oceny dawek, na podstawie informacji o poziomie uwolnień substancji promieniotwórczych z obiektu oraz sytuacji meteorologicznej w kraju i poza jego granicami. System powinien bazować na niezawodnych i szybkich środkach łączności (krajowej i międzynarodowej), a jego układ strukturalny powinien zapewnić szybkie i niezawodne działanie pozwalające na podejmowanie, w możliwie krótkim czasie, prawidłowych decyzji minimalizujących zagrożenie ludności oraz wymierne materialne straty. Waga problemu wydaje się bezdyskusyjna.

Jednocześnie, w kraju istnieje solidna baza kadrowa i sprzętowa. Kontrola poziomu skażeń w Polsce prowadzona jest przez Służbę Pomiarów Skażeń

Promieniotwórczych (SPSP). Służbę pomiarów tworzy ponad 150 placówek pomiarowych (IMiGW, wojewódzkie stacje sanitarno-epidemiologiczne, ośrodki badań i kontroli środowiska, zakłady higieny weterynaryjnej, stacje chemiczno-rolnicze, przedsiębiorstwa wodociągów i kanalizacji oraz niektóre instytuty naukowo-badawcze) oraz Centralny Ośrodek Pomiarów Skażeń Promieniotwórczych (funkcję tę pełni Centralne Laboratorium Ochrony Radiologicznej (CLOR)) koordynujący i nadzorujący ich działalność merytoryczną.

W zakresie analitycznym, dotyczącym prognozowania poziomu skażeń i oceny dawek na wypadek awarii, w kraju istnieją już lub są w trakcie opracowywania odpowiednie programy komputerowe umożliwiające przeprowadzenie takich prognoz (np. posiadane przez CLOR modele gausowskie RELE-ASE i CRAC2, model trajektorii METEO/MEDOS, opracowywany model przestrzenny i pakiet programów do obróbki/przetwarzania danych pomiarowych skażeń promieniotwórczych). Również sprzęt komputerowy posiadany przez Ośrodek Obliczeniowy CYFRONET (Convex) oraz mikrokomputery posiadane przez CLOR i inne placówki atomistyki mogłyby stanowić wstępną bazę w ramach omawianego kompleksowego systemu.

Sprawą kluczową byłoby opracowanie optymalnego układu powiązań strukturalnych oraz sprawnego systemu łączności i wymiany informacji. Na realizację omawianego systemu potrzebne byłyby oczywiście odpowiednie fundusze, ale konieczność jego utworzenia jest oczywista. Zarówno położenie geograficzne Polski (sprawiające, że brak własnej energetyki jądrowej w kraju nie zapewnia mu bezpieczeństwa radiologicznego), jak i zawarte umowy międzynarodowe obligują Polskę do utworzenia tego rodzaju kompleksowego systemu w możliwie najkrótszym czasie.

A. Kowalczyk: The potential radiological risk to Poland from nuclear power plants located in the vicinity of Polish borders.

The paper provides basic information concerning foreign nuclear power plants located in the vicinity of Polish borders. Related potential radiological risk is pointed out. Off-site emergency measures that may minimize radiological risk to the population on Polish territory are briefly discussed.

Tablica 1. Wykaz elektrowni jądrowych zlokalizowanych w odległości do 600 km od granic Polski [1,2]

Nazwa elektrowni	Odl.* (km)	Typ**	Liczba bloków	Moc brutto (MW(e))	Rok uruch.	Stan***
SZWECJA:						
Barsebeck	240	BWR	2	615 615	1975 1977	CZ CZ
Oskarshamn	295	BWR	3	462 630 1205	1972 1975 1985	CZ CZ CZ
Ringhals	400	BWR PWR	1 3	780 840 960 960	1976 1975 1981 1983	CZ CZ CZ CZ
WĘGRY:						
Paks	400	WWER-440 V213 V213 V213 V213	4	440 440 440 440	1983 1984 1986 1987	CZ CZ CZ CZ
LITWA, ROSJA, UKRAINA:						
Ignalino	210	RBMK	3	1500 1500 1500	1985 1987 --	CZ CZ WB
Smoleńsk	540	RBMK	4	1000 1000 1000 1000	1983 1985 -- --	CZ CZ WB WB
Czarnobyl	420	RBMK	4	1000 1000 1000 1000	1978 1979 1982 1984	CZ WY CZ sarkofag
Chmielnicka	240	WWER-1000	4	1000 1000 1000 1000	1988 -- -- --	CZ WB WB WB
Równe	150	WWER-440 V213 V213 WWER-1000	2 2	392 416 1000 1000	1981 1982 1987 --	CZ CZ CZ WB

tablica 1. cd.

Nazwa elektrowni	Odl.* (km)	Typ**	Liczba bloków	Moc brutto (MW(e))	Rok uruch.	Stan***
CZECHY i SŁOWACJA:						
Bohunice	140	WWER-440 V230 V230 V213 V213	4	430 430 430 430	1981 1981 1985 1985	CZ CZ CZ CZ
Dukowany	180	WWER-440 V213 V213 V213 V213	4	440 440 440 440	1985 1986 1987 1987	CZ CZ CZ CZ
Mochowce	120	WWER-440 V213 V213 V213 V213	4	432 432 432 432	-- -- -- --	WB WB WB WB
Temelin	180	WWER-1000	2	972 972	-- --	WB WB
NIEMCY:						
Biblis	465	PWR	2	1204 1300	1975 1977	CZ CZ
Brokdorf	315	PWR	1	1384	1986	CZ
Brunsbuttel	330	BWR	1	806	1977	CZ
Emsland	460	PWR	1	1341	1988	CZ
Grafernhefeld	340	PWR	1	1300	1982	CZ
Greiswald	50	WWER-440 V230 V230 V230 V230 V213	5	440 440 440 440 440	1974 1975 1978 1979 1989	WY WY WY WY WY
Grohnde	330	PWR	1	1365	1985	CZ
Gunderremmingen	410	BWR	2	1300 1308	1984 1985	CZ CZ
Isar	330	BWR PWR	1 1	907 1390	1979 1988	CZ CZ

tablica 1. cd.

Nazwa elektrowni	Odl.* (km)	Typ**	Liczba bloków	Moc brutto (MW(e))	Rok uruch.	Stan***
Kalkar	540	FBR	1	310	— —	WB
Kruemmel	240	BWR	1	1316	1984	CZ
Mulheim-Karlich	520	PWR	1	1302	1987	CZ
Neckarwestheim	450	PWR	2	855 1316	1976 1989	CZ CZ
Oberigheim	440		1	357	1969	CZ
Stade	310	PWR	1	672	1972	CZ
Unterweser	590	PWR	1	1300	1979	CZ
Wurgassen	350	BWR	1	670	1975	CZ

* Orientacyjna odległość od granic Polski

** Typy reaktorów:

- BWR (Boiling Water Reactor) - reaktor wodny wrzący,
- FBR (Fast Breeder Reactor) - reaktor prędkości, powielający,
- PWR (Pressurized Water Reactor) - reaktor wodny ciśnieniowy,
- RBMK (Reaktor Bolszoi Moszcznosti Kanalnyj) - reaktor chłodzony wodą z moderatorem grafitowym,
- WWER (Wodo-Wodianoj Energičeskijskij Reaktor) - reaktor wodny ciśnieniowy (WWER-440 bez klasycznej obudowy bezpieczeństwa)

*** Stan elektrowni:

- CZ = czynna,
- WB = w budowie,
- WY = wyłączona.

Opracowano na podstawie:

[1] Dane otrzymane od Głównego Inspektora Państwowego Dozoru Jądrowego, luty 1992 r.

[2] Nuclear Power Reactors in the World, April 1991 Edition. Reference Data Series No 2. IAEA, Vienna, 1991.

Referat (wygłoszony w grudniu 1991 r. na seminarium Sekcji Ochrony przed Promieniowaniem Polskiego Towarzystwa Fizyki Medycznej) zawiera przegląd zmieniających się - stosownie do aktualnej wiedzy - poglądów na temat tzw. "dopuszczalnego" narażenia na promieniowanie jonizujące.

Tadeusz Musiałowicz

ZMIANY LIMITÓW DAWEK

Pogląd na limitowanie narażenia człowieka na działanie promieniowania jonizującego ulega ciągłej ewolucji. Dawkę dopuszczalną ustalił empirycznie w 1925 roku Amerykanin Mutscheler. Mutscheler przyjął, że dawka ta może wynosić w ciągu miesiąca 0,01 dawki rumieniowej tzn. 0,25 rentgena na dzień pracy /1,25 rentgena na tydzień/. Wartość tej dawki, nazwanej tolerancyjną dawką biologiczną, przetrwała do 1934 r. Nie brano wtedy pod uwagę możliwości ujemnych skutków stochastycznych /genetycznych i późnych somatycznych/ promieniowania. W 1934 roku na IV Międzynarodowym Kongresie Radiologii w Zurychu ustalono dawkę tolerancyjną 0,2 rentgena na dzień pracy /1 rentgen na tydzień/. Nie było początkowo zgodności poglądów czy dawka ta ma być mierzona w powietrzu czy na powierzchni fantomu. W 1936 roku Komisja Amerykańska przyjęła nową wartość dawki tolerancyjnej 0,1 rentgena na dzień pracy /0,5 rentgena na tydzień/ ustalając jednocześnie, że należy ją mierzyć w powietrzu; odpowiadało to mniej więcej dawce 0,2 rentgena na dzień mierzonej w Anglii, na powierzchni fantomu.

W 1948 roku wprowadzono termin największa dawka dopuszczalna; w stosunku do dawki tolerancyjnej została ona obniżona przez Amerykańską Państwową Komisję Ochrony Radiologicznej do 0,3 rentgena na tydzień. Międzynarodowa Komisja Ochrony Radiologicznej (ICRP) w Genewie w roku 1956 zaproponowała dalsze obniżenie dopuszczalnej dawki dla całego ciała i narządów najbardziej krytycznych osób narażonych zawodowo średnio do 5 rem/rok. Jednocześnie zróżnicowano wartości dawek dopuszczalnych w zależności od napromienowanego organu ciała i kategorii narażenia osób /narażenie zawodowe, specjalnych grup ludności i populacji/. Zachowano ograniczenie szybkości kumulacji dawki, przyjmując dawkę kwartalną dla pra-

cowników 3 rem/kwartał. Zalecenia te zostały opublikowane w 1959 r. jako publikacja ICRP Nr 1. W roku 1964 /Publikacja ICRP Nr 6/ obniżono kwartalną szybkość kumulacji dawki dla pracujących kobiet w wieku rozrodczym do 1,3 rem.

W latach sześćdziesiątych i później zalecenia ICRP stały się podstawą do opracowania międzynarodowych i krajowych przepisów ochrony radiologicznej /Basic Safety Standards IAEA, Safety Series No. 9-1962,1967,1983/. Do czasu opublikowania ostatnich zaleceń /Publikacja ICRP Nr 60/ utrzymał się w zasadzie limit dla narażenia zawodowego 5 rem/rok /50 mSv/rok/. W publikacji ICRP-26 z 1977 roku zrezygnowano jednak z pewnej elastyczności w ograniczaniu narażenia zawodowego mężczyzn, którą dawała możliwość stosowania wzoru $D <= 5 /N-18/$ /gdzie: D - największa dopuszczalna dawka zakumulowana w remach, a N - wiek pracownika w latach/, co przy zachowaniu limitu kwartalnej szybkości kumulacji dawki zwiększało w wielu przypadkach dopuszczalną dawkę roczną do 12 rem /120 mSv/. Zmieniło się ponadto bardzo podejście do uznawania dawek napromieniowania organizmu za dopuszczalne /Publikacje: Nr 9-1966 r., Nr 22-1973 r. i Nr 26-1977 r./ . Zamiast terminu "maximum permissible dose" wprowadzono termin "dose equivalent limit". Przy planowaniu prac w warunkach narażenia wprowadzono zasadę uzasadnienia podjęcia pracy i optymalizacji ochrony. Uznano, że każde napromieniowanie nawet najmniejszymi dawkami powoduje ryzyko wystąpienia niekorzystnych efektów stochastycznych. Człowieka można narażać na to ryzyko tylko w przypadkach uzasadnionych, ograniczając dawki do możliwie najniższych oraz biorąc pod uwagę socjalne i ekonomiczne skutki tych ograniczeń /zasada ALARA/. Dla oceny narażenia przy napromieniowaniu całego ciała propowa-

dzono pojęcie efektywnego równoważnika dawki określonego wzorem:

$$H_{ef.} = \sum_i w_T H_T$$

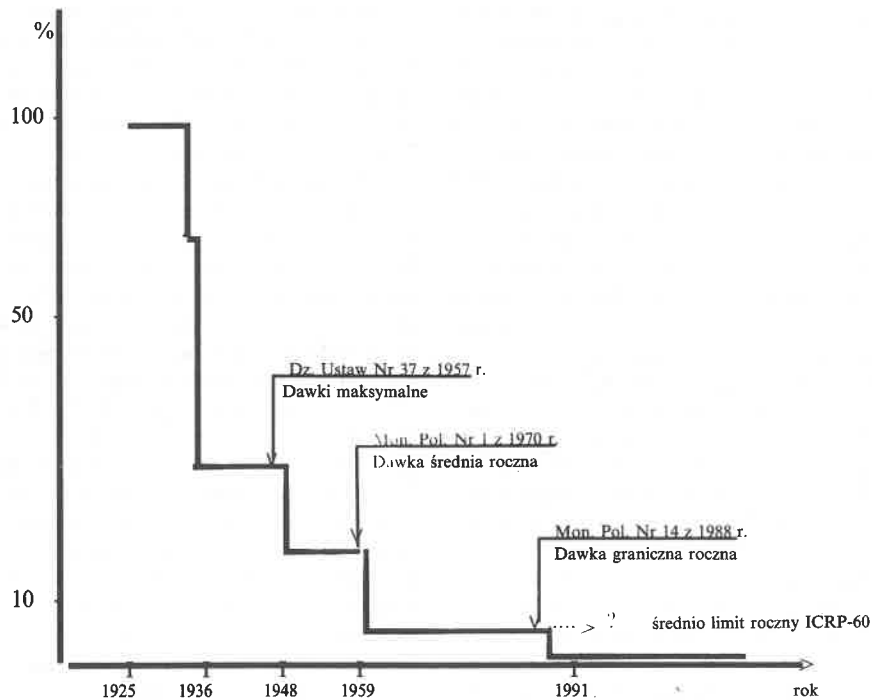
gdzie w_T - wagowy współczynnik określający stosunek ryzyka wystąpienia skutków stochastycznych promieniowania w wyniku napromienienia tkanki /narządu/ T do ryzyka powstania takich skutków przy równomiernym napromienieniu całego ciała,

H_T - równoważnik dawki w tkance /narzędzie/ T.

Podano jednocześnie wartości współczynników w_T dla różnych tkanek /narządów/. Niezależnie od tych ograniczeń ze względu na możliwość wystąpienia, przy długotrwałej pracy ze źródłami promieniowania, niestochastycznych skutków promieniowania wprowadzono roczny limit dla soczewek oczu 150 mSv (15 rem) i 500 mSv (50 rem) dla innych poszczególnych tkanek. Wprowadzono szereg nowych pojęć, między innymi pojęcie dawki obciążającej /committed dose/ liczonej dla okresu 50 lat od mo-

mentu wniknięcia do organizmu substancji promieniotwórczej.

Historię limitowania narażenia człowieka na promieniowanie przedstawiono w sposób uproszczony na rysunku 1. Dla umożliwienia zobrazowania tego na wykresie trzeba było zasadę ograniczeń sprowadzić do wspólnego mianownika, za który przyjęto wynikający z przeliczeń roczny limit narażenia zawodowego. Wymagało to szeregu dodatkowych uproszczeń jak utożsamienie ekspozycji w powietrzu z równoważnikiem dawki, niejednorodnego napromienienia organizmu z napromienieniem jednorodnym, oraz limitu średniej rocznej dawki równoważnej z rocznym limitem równoważnika dawki. Za 100% na wykresie przyjęto dawkę tolerancyjną ustaloną w 1925 roku. Począwszy od roku 1959 linia ciągła reprezentuje poglądy ICRP, a linia przerywana ograniczenia w przepisach polskich. W latach 1970-1991 linie te pokrywają się. Jak widać, limity są stale obniżane i obecnie wynoszą około 3% tego, co kilkadziesiąt lat temu uznawano za tolerancyjną dawkę biologiczną.



Rys. 1 Uproszczone przedstawienie zmian poglądów na limitowanie narażenia zawodowego.

W najnowszych zaleceniach /Publikacja ICRP Nr 60-1990/ Komisja ustaliła nowe wartości wagowych współczynników tkanki stosowanych do obliczeń równoważnej dawki efektywnej /dawniej: efektywny równoważnik dawki*/, są one podane w tabl. 1. Limity dawek zalecane obecnie przez Komisję, podane są w tabl. 2.

Tablica 1. Wagowe współczynniki tkanki (zalecenia ICRP-60, 1990)

Tkanka lub narząd	Współczynnik wagowy w_T
gonady	0,20
czerwony szpik kostny	0,12
jelito grube	0,12
płuca	0,12
żołądek	0,12
pęcherz	0,05
gruczoły piersiowe	0,05
wątroba	0,05
przełyk	0,05
tarczyca	0,05
skóra	0,01
powierzchnia kości	0,01
pozostałe	0,05

W porównaniu z zaleceniami z roku 1977, współczynniki dla szpiku i płuc pozostały niezmienione, dla gruczołów piersiowych i powierzchni kości trzykrotnie obniżone /złagodzone/ a w pozostałych przypadkach nieznacznie podwyższone /zaostrzone/.

Tablica 2. Limity dawek zalecane w publikacji ICRP-60,1990

Warunki napromienienia	Narażenie zawodowe	Narażenie ludności
Równoważna dawka efektywna	20 mSv (2 rem) rocznie średnio w okresie 5 lat	1 mSv (0,1 rem) rocznie średnio w okresie 5 lat
Roczna dawka równoważna w:		
soczewkach oczu	150mSv (15rem)	15mSv (1,5rem)
skórze	500mSv (50rem)	50mSv (5rem)
rękach i stopach	500mSv (50rem)	-

* Równoważnik dawki był wyznaczony w danym punkcie tkanki, a równoważną dawkę Komisja zaleca uśredniać w danym narządzie lub tkance.

Limity dotyczą sumy dawek od napromienienia zewnętrznego i dawki obciążającej od skażeń wewnętrznych. Nie obejmują podobnie jak dawniej dawek otrzymywanych przez pacjentów w wyniku postępowania lekarskiego i dawek od naturalnego tła promieniowania.

Dla narażenia zawodowego oprócz limitu efektywnej dawki rocznej 20 mSv średniej w okresie 5 lat pozostawiono poprzedni limit roczny 50 mSv. Dla kobiet w razie możliwości napromienienia płodu, ograniczono dodatkowo napromienienie do 2 mSv w całym okresie po stwierdzeniu ciąży. Podany w tabelicy roczny limit dawki dla skóry można rozpatrywać jako wartość uśrednioną na dowolny centymetr kwadratowy skóry niezależnie od napromienionej powierzchni. Limit rocznej dawki efektywnej dla ludności może być w szczególnych okolicznościach przekroczony, ale z zachowaniem warunku aby wartość średnia dla okresu 5 lat nie przekroczyła 1 mSv. Podane wyżej limity przewidziane są dla normalnych warunków pracy wtedy gdy źródło narażenia znajduje się pod kontrolą.

Dla oceny narażenia zawodowego w wyniku skażeń wewnętrznych /przy pomijalnym napromienieniu zewnętrznym/, roczny limit wniknięcia nuklidów promieniotwórczych do organizmu jest oparty na skutecznej dawce obciążającej 20 mSv /Publikacja ICRP 61/. Dla zabezpieczenia pewnej elastyczności w ocenie narażenia wniknięcie może być uśrednione dla okresu 5 lat. Limity wniknięcia /ALI/ podane są w publikacji ICRP 61.

Aktualne obniżenie limitu średniej rocznej dawki efektywnej dla osób zawodowo narażonych wynika z przeświadczenia, że regularne otrzymywanie dawki rocznej 50 mSv w ciągu całego /47 lat/ okresu pracy mogłoby zwiększyć prawdopodobieństwo przyspieszenia zejścia śmiertelnego, które nie powinno być akceptowane.

Ustalając limity dawki Komisja przyjęła trzy przedziały narażenia: "nie do przyjęcia", "tolerowany" i "akceptowany". Limit dawki stanowi wyselekcjonowaną granicę między przedziałem ekspozycji "nie do przyjęcia" i "tolerowanym". Praca przy narażeniu w przedziale tolerowanym nie oznacza warunków dobrze widzianych, mogą one być jednak w pewnych okolicznościach tolerowane. Ograniczenia dawki ustalone w oparciu o zasadę "ALARA" pozwalają bez zastrzeżeń na pracę w obszarze "akceptowanym".

Planując lub kontrolując narażenia trzeba więc zawsze pamiętać, że limity są tylko jedną składową ograniczenia narażenia. A właściwa ochrona jest zapewniona, gdy w połączeniu z limitami stosujemy zasadę uzasadnienia działalności /justification of

practice/ i optymalizacji ochrony /optimisation of protection/.

W publikacji ICRP 60 zaleca się limitowanie narażenia indywidualnego na promieniowanie, zarówno pracowników jak i ludności, w wyniku wyselekcjonowanej działalności. Ograniczenia te nazwane "constraints" należy ustalić i stosować w procesach optymalizacji ochrony dla poszczególnych źródeł zagrożenia, można je stosować zarówno w stosunku do dawki jak i ryzyka itp.

W sytuacjach awaryjnych, gdy źródło narażenia nie jest kontrolowane, ustalenie limitów dawki dla osób poza narażonymi w wyniku planowanej działalności jest niemożliwe. W postępowaniu należy kie-

rować się zasadą uzasadnienia i optymalizacji. Dla ułatwienia działalności należy już na etapie planowania wykorzystania źródła promieniowania, stwarzającego duże potencjalne zagrożenie, ustalić pewne poziomy możliwej ekspozycji ludności wymagające określonej akcji zapobiegawczej. Pewne wskazówki w tym zakresie można znaleźć w Publikacji ICRP 40 /1984/.

Jeśli chodzi o planowanie narażenia ekip ratowniczych to ICRP uważa, że efektywna dawka nie może przekraczać 0,5 Sv, a dawka na skórę 5 Sv. Ograniczenia te nie dotyczą przypadków ratowania życia ludzkiego.

T. Musiałowicz: How dose limits were changed.

The paper was presented on December 91 on Seminar of Radiation Protection Section of Polish Medical Physics Society. Author presents the changes of views on "permissible" exposure to ionizing radiation from 1925 to the latest ICRP recommendations.

Możliwość i skutki wprowadzenia nowych zleceń ICRP-60 /1990/ do praktycznej działalności związanej z ochroną przed promieniowaniem były szeroko dyskutowane na 35 Konferencji Generalnej Międzynarodowej Agencji Energii Atomowej w Wiedniu. Autor omawia niektóre prezentowane tam poglądy, przedstawi również swój pogląd co do możliwości i skutków wprowadzenia nowych zleceń ICRP w Polsce.

Tadeusz Musiałowicz

CZY MOŻNA WDRAŻAĆ DO PRAKTYKI ZALECENIA ICRP-60 (1990)?

We wrześniu 1991 r. na 35 Generalnej Konferencji Międzynarodowej Agencji Energii Atomowej wiele uwagi poświęcono implikacjom wynikającym z nowych zleceń Międzynarodowej Komisji Ochrony Radiologicznej*. Wygłoszono szereg referatów na temat wpływu ewentualnego wdrożenia tych zleceń w różnych dziedzinach zastosowań energii jądrowej.

R. Hock /Siemens - Niemcy/ porównał dawki, na jakie są narażeni aktualnie pracownicy siłowni jądrowych w RFN i ludność mieszkająca w ich sąsiedztwie, z nowymi limitami ICRP. Przy pracy z reaktorami z wrzącą wodą /BWR/ dawki roczne w latach 1986-1990 wynosiły średnio od 1,3 do 2,8 mSv, a maksymalna dawka roczna nie przekroczyła 25 mSv. Przy reaktorach z wodą pod ciśnieniem /PWR/ dawki te wyniosły odpowiednio od 1,7 do 6,7 mSv i 38 mSv. Dawka zakumulowana w ciągu 5 lat wyniosła średnio przy niektórych reaktorach PWR pierwszej generacji 13,4 mSv oraz 21 mSv przy reaktorach drugiej generacji, a maksymalna odpowiednio 102 mSv i 135 mSv przy czym tylko 6 pracowników otrzymało dawki powyżej zalecanego przez ICRP limitu 100 mSv. Przy reaktorach BWR w ciągu 5 lat nie było żadnego przekroczenia nowego limitu, dawki zakumulowanej, a maksymalna dawka indywidualna wynosiła 65 mSv, a średnia dla grupy 500 pracowników 9 mSv.

Teoretycznie ekspozycja ludności, mieszkającej w najbardziej niekorzystnej lokalizacji w sąsiedztwie elektrowni narażonej w wyniku uwolnień promieniotwórczych gazów, aerozoli i odpadów ciekłych, nie

przekracza jednej 10-tysięcznej mSv/rok przy limicie 1 mSv. Na podstawie przedstawionych danych można przypuszczać, że nawet w aktualnych warunkach pracy można będzie bez dodatkowych kosztów stosować w energetyce obniżone limity ekspozycji.

R. M. Duncan z Rady Nadzorczej Energii Atomowej w Kanadzie poinformował, że Kanada przysięga się już do wprowadzania zleceń ICRP do przepisów. Jest to dla ustawodawcy zadanie trudne gdyż ICRP nie podaje zleceń w formie nadającej się do bezpośredniego zastosowania. Trzeba wiele czasu poświęcić na przełożenie zleceń na język prawny. Obniżenie limitów może prowadzić do potrzeby objęcia kontrolą narażenia większej niż dotychczas liczby pracowników oraz konieczności ulepszenia metod dozymetrii. Limit dla okresu pięcioletniego daje wprawdzie większą elastyczność w procesie licencjonowania, ale jest trudniejszy do egzekwowania w praktyce. Podwyższenie współczynników ryzyka dla osób narażonych na wpływ promieniowania może zwiększać niepokój tej grupy ludzi i z pewnością będzie wymagać przeprowadzenia szeregu analiz i nowej oceny bezpieczeństwa radiologicznego. Traktowanie występowania w miejscach pracy naturalnej promieniotwórczości oraz działania promieniowania kosmicznego na załogi samolotów jako narażenia zawodowego spowoduje potrzebę rozwiązania no-

*/Międzynarodowa Komisja Ochrony Radiologicznej (International Commission on Radiological Protection - ICRP).
Tłumaczenie najważniejszych punktów nowych zleceń ICRP-60 z 1990 r. zamieściliśmy w Biul. inf. BJIOR - nr 8(1991).

wych nieraz bardzo skomplikowanych problemów. Likwidacja awarii i duże prawdopodobieństwo udziału w takich akcjach zarówno pracowników narażonych zawodowo, pracowników nie stykających się normalnie z promieniowaniem jak i poszczególnych osób z ludności, stwarza wątpliwość czy ustalenia dla takich akcji ujednoczonych limitów zawodowych jest podejściem właściwym. Odpowiednich komentarzy i wyjaśnień będzie wymagać wprowadzenia do przepisów narażenia potencjalnego oraz limitów dla poszczególnych działalności /constraints/, które obecnie rozumie się jako operacyjne ograniczenia, a nie górną granicę optymalizacji.

Bardzo obszerny i ciekawy referat przedstawił R. M. Fry z Australii. Ustosunkował się on do implikacji w kopalnictwie, a przede wszystkim kopalnictwie rud uranu i toru.

Występują tu trzy składowe ekspozycji: radon i jego pochodne, promieniowanie gama oraz pyły zawierające długozyciowe emitery alfa. Średnia wartość oszacowanego efektywnego równoważnika dawki w kopalniach /dane z USA, Afryki, Kanady i Australii/ uranu wahała się w latach osiemdziesiątych od 6 do 30 mSv rocznie, a więc przewyższała czasem zalecany limit. Składowa od promieniowania gamma była przeważnie kilkakrotnie niższa od ekspozycji od radonu, a narażenie od pyłów było bardzo zróżnicowane, czasem nawet większe od składowej radonowej.

W kopalniach węgla i kopalniach rudy metali niepromieniotwórczych podstawowe zagrożenie radiologiczne stanowi inhalacja radonu. Badania tej grupy górników są jeszcze zdecydowanie niewystarczające. Wskaźniki opublikowane przez Naukowy Komitet Narodów Zjednoczonych Badania Skutków Promieniowania Atomowego /UNSCEAR/ wskazują, że około 90% z kontrolowanych w kopalniach konwencjonalnych górników otrzymuje dawki przekraczające 1 mSv rocznie /tzn. przekraczające limit dla ludności/, a blisko 20% przekracza zawodowy limit przyjmowany w kopalniach uranu /tzn. 20 mJ lub 4,8 WLM¹. Wentylacja w tych konwencjonalnych kopalniach była projektowana bez brania pod uwagę radonu i jego pochodnych i jej polepszenie może poprawić znacznie warunki pracy. Poprawienie wentylacji zmniejsza inhalację radonu ale z drugiej strony powiększa ilość pyłów. Polepszenie wentylacji w kopalniach uranu w latach siedemdziesiątych umożliwiło obniżenie w wielu przypadkach rocznego limitu ekspozycji od pochodnych radonu z 12 WLM do 4 WLM.

Zachowanie chwilowo przez ICRP nie zmienionego limitu rocznego pobrania /ALI/ Rn-222, odpowiadającego 0,02 J /4,8 WLM/ może być traktowane

jako przedstawiające ryzyko równoważne dawce 20 mSv /a nie jak dawniej sądzono 50 mSv/. Oznacza to, że nowa wartość limitu dawki obciążającej w tym przypadku niczego nie zmienia.

W świetle zaleceń ICRP górnicy powinni być traktowani jako zawodowo narażeni na promieniowanie /przekroczony limit 1 mSv rocznie/ w praktyce spowoduje to konieczność ustalenia w kopalniach obszarów nadzorowanych i w konsekwencji wykarze potrzebę poprawy wentylacji.

R. M. Fry przytacza też w swoim referacie wyniki pracy powołanego w 1991 r. przez Międzynarodową Agencję Energii Atomowej /IAEA/, Komitetu dla oceny wpływu zalecanych obecnie przez ICRP limitów dawek na eksploatację podziemnych kopalni rud promieniotwórczych. Podstawowe wnioski Komitetu IAEA:

- utrzymanie średniego limitu 20 mSv na rok spowoduje trudności w eksploatacji szeregu kopalni podziemnych,
- kontrola ekspozycji gamma będzie skomplikowana przy dawkach nie przekraczających nowego limitu,
- posiadane informacje wskazują na potrzebę kontroli dozymetrycznej także w kopalniach konwencjonalnych /przekroczenie 1 mSv/rok/,
- kraje powinny przeprowadzać analizy optymalizacyjne, które mogą wykazać, że korzyści z pracy w kopalniach w obecnych warunkach znacznie przewyższają ryzyko szkód niedostosowania się do nowych zaleceń ICRP,
- prawdopodobieństwo poważnych szkód popromiennych przy efektywnym równoważniku dawki 50 mSv /dotychczasowy limit roczny/ jest mniejsze niż prawdopodobieństwo ryzyka śmierci w konwencjonalnym wypadku przy pracy pod ziemią i musi być zachowana odpowiednia proporcja między kosztami poniesionymi na sprawy bezpieczeństwa radiologicznego i bezpieczeństwa konwencjonalnego,- kontrolując dawkę zbiorową można stosować zasadę rotacji górników i stosować się do dotychczas przyjmowanych limitów rocznych skracając czas narażenia do poniżej 50 lat w ciągu życia,
- w chwili obecnej za wcześnie jest na wdrożenie do przepisów przynajmniej w tej dziedzinie, nowych zaleceń ICRP. Potrzebne są wytyczne dające pewną elastyczność w ich interpretacji. Rada Gubernatorów IAEA powinna zatwierdzić nowe standardy dopiero na podstawie wskazówek eksper-

¹ mJ - jednostka energii potencjalnej alfa, WLM - roboczy poziom koncentracji radonu i jego pochodnych w powietrzu wchłanianym w ciągu 170 godzin pracy /1 miesiąca/. W raporcie przyjęto, że 1 WLM = 10 mSv.

tów po konsultacji z ILO, WHO, UNSCEAR i OECDE/NEA,- wytyczne IAEA Safety Series No 26 /Code of Practice on Relation Protection of Workers in the Mining and Milling of Radioactive Ores/ mogą być nowelizowane jedynie równoległe z lub po przyjęciu wytycznych S.S No 9 /Basic Safety Standards for Radiation Protection/.

R. E. Cunningham, J. E. Glenn, i C. G. Jones w swoim referacie zastanawiają się nad skutkami zaleceń ICRP-60 w "nie nuklearnym" przemyśle. Średni limit 20 mSv/rok i limit dla kobiet w okresie stwierdzonej ciąży 2 mSv przy dobrze zaplanowanych i zorganizowanych pracach nie powinny stwarzać żadnych kłopotów. Uznanie narażenia od naturalnych źródeł promieniowania w miejscach pracy, za narażenie zawodowe z pewnością przysporzy kłopotów kompetentnym czynnikiem. Znaczna liczba wydarzeń nadzwyczajnych i wypadków radiacyjnych przy pracach ze źródłami promieniowania oraz podkreślana przez ICRP potrzeba oceny narażenia potencjalnego stwarza konieczność przeprowadzenia szczególnych analiz przyczyn wypadków oraz analiz zagrożenia przy planowaniu takich prac. Zwiększy to kosztą zastosowań promieniowania ale z pewnością poprawi profilaktykę w dziedzinie ochrony radiologicznej. Szczegółowe prace analityczne z tego zakresu są już w USA prowadzone. Na przykład dla identyfikacji problemów związanych z konserwacją i naprawą urządzeń do telegamma terapii przeanalizowano 20.000 kart serwisowych tych urządzeń wraz z uwagami konserwatorów. Przyczyną większości wypadków w teleterapii i radiografii były błędy ludzkie.

Wnioskiem podstawowym jaki powinniśmy wyciągnąć z analizy przedstawionych na konferencji IAEA referatów jest to, że wprowadzenie zaleceń ICRP-60 do przepisów w Polsce należy odłożyć do czasu zatwierdzenia przez Radę Gubernatorów IAEA nowych Podstawowych Norm z zakresu ochrony radiologicznej /S.S. No9/. Wydaje się, że także w Polsce ograniczenie narażenia zawodowego do 100 mSv w ciągu 5 lat nie spowoduje znaczącego zwiększenia nakładów na poprawę ochrony radiologicznej. Wskazują na to wyniki prowadzonej od wielu lat kontroli dawek indywidualnych. Raport o stanie bezpieczeństwa jądrowego i ochrony radio-

logicznej w Polsce w 1990 r.* podaje tylko osiem przypadków potwierdzonych przekroczeń na ogólną liczbę prawie 7000 osób kontrolowanych. Dla umożliwienia dokładniejszej oceny implikacji obniżenia limitów dawek w oparciu o dane z ostatnich lat, w raporcie dozoru, oprócz przekroczeń, należy podawać, jaki odsetek kontrolowanych pracowników znajduje się w przedziałach <0,1; 0,1-0,3; oraz 0,3-1 wartości dawki granicznej. Powinny być także podawane wyniki kontroli narażenia osób pracujących przy obsłudze aparatów rentgenowskich, którą prowadzą służby dozymetryczne Ministerstwa Zdrowia i Obrony Narodowej. Należy również przeprowadzać oraz publikować wyniki dokładnej analizy przypadków przekroczeń, których przyczyną były najprawdopodobniej błędy ludzkie, a nie warunki pracy i rzeczywiste zagrożenie.

Oddzielny i poważny problem stanowi u nas z pewnością zagrożenie od radonu i jego pochodnych. Potrzeba traktowania górników niektórych kopalni jako osób narażonych zawodowo na promieniowanie nie będzie u nas niczym nowym. Konieczność ustalenia tam obszarów nadzorowanych, a nawet kontrolowanych istnieje już dawno w świadomości osób zajmujących się tym zagadnieniem w Polsce i wydaje mi się, że zalecenia ICRP nie wniosą tu wiele nowego. Nie mniej, jak wynika jasno ze wspomnianego wcześniej raportu dozoru jądrowego, działania w kierunku zapewnienia właściwej ochrony radiologicznej w szeregu kopalni są ciągle jeszcze dalekie od zadawalających.

Problem utrzymania rocznego limitu 1 mSv dla ludzi mieszkających w budynkach o podwyższonym zagrożeniu na inhalację radonu może po właściwym rozpoznaniu sprawy okazać się praktycznie nie do rozwiązania. Trzeba jednak pamiętać, że limit ten, jeśli uznać zwiększoną przez człowieka koncentrację radonu za skażenie środowiska, obowiązuje już w Polsce od 1988 r. Ponadto, w myśl obowiązujących obecnie przepisów, w budynkach oddanych do użytku po pierwszym styczniu 1995 r. będzie równoległe obowiązywał mniej uzasadniony, ale łatwiejszy do oszacowania limit średniego dla okresu rocznego ekwiwalentnego stężenia radonu w pomieszczeniach przeznaczonych na stały pobyt ludzi - 100 Bqm⁻³.

* Raport ten opublikowano w: Biul. inf. "Bezpieczeństwo jądrowe i ochrona radiologiczna" - nr 9(1991).

T. Musiałowicz: Could be the latest ICRP recommendations practically implemented?

Implications of the introduction of new ICRP recommendations into the practice were discussed in IAEA 35th General Conference. Author describes some opinions represented on the Conference. The possibility of acceptance of these recommendations in Poland is also considered.

Odpady przemysłowe zawierające substancje promieniotwórcze (ale nie zaliczone do odpadów promieniotwórczych z powodu małej zawartości tych substancji), mogą być wykorzystywane w celach gospodarczych. Warunki, pod jakimi może to nastąpić omawia poniższy artykuł.

Wiesław Szumski

DZIAŁALNOŚĆ DOZORU JĄDROWEGO ZWIĄZANA Z WYDAWANIEM DECYZJI W SPRAWIE GOSPODARCZEGO WYKORZYSTANIA ODPADÓW PRZEMYSŁOWYCH ZAWIERAJĄCYCH SUBSTANCJE PROMIENIOTWÓRCZE

Wstęp

Jednym z istotnych problemów z zakresu ochrony środowiska jest zagospodarowanie dużych ilości odpadów powstających w wyniku działalności człowieka, które ze względu na zawarte w nich substancje szkodliwe mogą negatywnie oddziaływać na otaczające nas środowisko i na człowieka. Procesy technologiczne powodujące, że w niektórych odpadach przemysłowych występują naturalne pierwiastki promieniotwórcze np. potas (K-40), pierwiastki szeregu uranowo-radowego (U-238) oraz szeregu torowego (Th-232) w zwiększonej ilości w stosunku do ich zawartości w minerałach skorupy ziemskiej. Ustawa z dnia 31 stycznia 1980 r. o ochronie i kształtowaniu środowiska (Dz. U. Nr 3, poz. 6) wprowadziła obowiązek uzyskiwania decyzji organów Państwowej Inspekcji Ochrony Środowiska przez jednostki,

które chcą gospodarczo wykorzystywać odpady przemysłowe zawierające substancje promieniotwórcze. Kwestię tę bliżej określa rozporządzenie Rady Ministrów z dnia 30 września 1980 r. w sprawie ochrony środowiska przed odpadami i innymi zanieczyszczeniami oraz utrzymania porządku w miastach i wsiach (Dz. U. Nr 24, poz. 91). Na podstawie wymienionych przepisów decyzje o gospodarczym wykorzystaniu tego rodzaju odpadów wydaje Państwowa Inspekcja Ochrony Środowiska z uwzględnieniem opinii państwowego wojewódzkiego inspektora sanitarnego, a w odniesieniu do odpadów zawierających substancje promieniotwórcze - również opinii organu właściwego w sprawach ochrony radiologicznej; organem tym jest obecnie Państwowy Dozór Bezpieczeństwa Jądrowego i Ochrony Radiologicznej (zwany dalej dozorem jądrowym).

Współpraca dozoru jądrowego z inspekcją ochrony środowiska

Dla uregulowania zasad postępowania przy uzgadnianiu decyzji dotyczących gospodarczego wykorzystania odpadów zawierających substancje promieniotwórcze, 3 grudnia 1990 r. zawarte zostało porozumienie między Państwową Inspekcją Ochrony Środowiska a Państwowym Dozorem Bezpieczeństwa Jądrowego i Ochrony Radiologicznej.* Na podstawie posiadanego rozeznania oraz wyników badań różnych surowców i materiałów na zawartość w nich naturalnych pierwiastków promieniotwórczych, prowadzonych od wielu lat przez Centralne Laboratorium Ochrony Radiologicznej i Instytut Techniki Budowlanej uznano, że decyzji Państwowej Inspekcji Ochrony Środowiska odnośnie dalszego ich wykorzystania wymagają następujące odpady:

- 1/ popioły i żużle elektrowniane,
- 2/ fosfogipsy,
- 3/ odpady hutnicze,
- 4/ osady dołowe z kopalń węgla (zawiesiny i szlamy).

Powyższy wykaz może być rozszerzony w miarę potrzeby na inne odpady, jeżeli organy ochrony środowiska i dozór jądrowy uznają, że mogą w nich występować podwyższone zawartości naturalnych pierwiastków promieniotwórczych. Przyjęto zasadę, że w odniesieniu do tych odpadów, Państwowa Inspekcja Ochrony Środowiska w wydawanych decyzjach będzie uwzględniała opinię dozoru jądrowego.

Taka procedura i stan prawny trwał do dnia 29 października 1991 r. Ustawą dnia 10 lipca 1991 r. o Państwowej Inspekcji Ochrony Środowiska (Dz. U. Nr 77, poz. 335) upoważniła wojewodów do wydawania decyzji w sprawie gospodarczego wykorzystania odpadów przemysłowych. W tej sytuacji jest zasadne utrzymanie dotychczasowej procedury uzgadniania omawianych decyzji między wojewodami a dozorem jądrowym.

Opiniowanie przez dozór jądrowy wniosków w sprawie gospodarczego wykorzystania odpadów

Wszystkie odpady przemysłowe, zawierające substancje promieniotwórcze, wymienione wyżej, przed ich wykorzystaniem gospodarczym powinny być zaopiniowane przez dozór jądrowy. Opinia ta, w for-

* Tekst porozumienia podano w Biuletynie informacyjnym "Bezpieczeństwo jądrowe i ochrona radiologiczna" - nr 7 (1991).

mie postanowienia, wydawana jest z punktu widzenia zagrożenia radiologicznego ludzi i środowiska, jakie może wynikać ze sposobu wykorzystywania tych odpadów. Z wnioskiem o wydanie takiej opinii może zwracać się do dozoru jądrowego zarówno jednostka, w której odpady powstają, jak również jednostka, która odpady te wykorzystuje lub ma zamiar wykorzystywać. We wniosku o wydanie opinii należy:

- a/ scharakteryzować rodzaj odpadów,
- b/ określić źródło ich pochodzenia,
- c/ szczegółowo podać sposób ich wykorzystania.

Do wniosku powinien być załączony protokół badań odpadów na zawartość w nich naturalnych pierwiastków promieniotwórczych. Badania takie, aby były wiarygodne, powinny być wykonane przez jednostkę, która posiada odpowiednią aparaturę pomiarową i wzorce kalibracyjne, osiąga pozytywne wyniki w okresowych pomiarach interkalibracyjnych oraz posiada przeszkolony personel, umiejący właściwie interpretować wyniki pomiarów. Pomiaru takie dla potrzeb dozoru jądrowego może wykonywać Centralne Laboratorium Ochrony Radiologicznej lub inna jednostka, po uzgodnieniu z dozorem jądrowym.

Dozór jądrowy wymaga ponadto, aby:

- próbki odpadów do badania pobierane były zgodnie z normą branżową BN-81/0623-01 "Popioły lotne i żużle z kotłów opalanych węglem kamiennym i brunatnym; pobieranie i przygotowanie próbek";
- zakład wykorzystujący odpady prowadził ich okresowe pomiary kontrolne, a protokoły pomiarów przechowywał; zbiorcze zestawienie wyników okresowych pomiarów kontrolnych powinno być raz w roku przesyłane do dozoru jądrowego.

W 1991 r. do dozoru jądrowego wpłynęło 47 wniosków o wydanie opinii w sprawie gospodarczego wykorzystania odpadów przemysłowych zawierających substancje promieniotwórcze. Dozór jądrowy wydał w formie postanowień 43 opinie; w 3 przypadkach, które nie wymagały wydania postanowień, udzielono zainteresowanym odpowiednich wyjaśnień.

Z wpływających do dozoru jądrowego wniosków wynika, że najczęściej wykorzystywane są żużle i popioły lotne pochodzące z energetycznego spalania węgla kamiennego. Głównie stosuje się je do budowy i utwardzania dróg budowy, nasypów drogowych, rekultywacji terenu, wypełniania komór w nieużytych wyrobiskach górniczych, produkcji materiałów budowlanych.

Przy ocenie przydatności odpadów do ich dalszego wykorzystywania brana jest pod uwagę:

- a/ aktywność sumaryczna naturalnych pierwiastków promieniotwórczych w odpadzie, określona przez współczynnik $f_1^{(1)}$,
b/ stężenie radu-226 w odpadzie ze względu na emanację radonu, określone przez współczynnik $f_2^{(1)}$.

W przypadku odpadów wykorzystywanych w budownictwie mieszkaniowym i użyteczności publicznej, tj. głównie żużli i popiołów lotnych dozór jądrowy przyjmuje następujące zasady:

- 1/ Jeżeli współczynnik f_1 , z uwzględnieniem błędu pomiaru, nie przekracza wartości 1, a współczynnik f_2 wartości 185 Bq/kg - odpad może być stosowany do produkcji materiałów budowlanych, bez obowiązku kontroli radiometrycznej produktu finalnego;
- 2/ Jeżeli wymienione w punkcie 1 wartości współczynników f_1 i f_2 są przekroczone nie więcej niż o 20% - odpad może być stosowany do produkcji materiałów budowlanych pod warunkiem, że będzie określona technologia produkcji i produkt finalny będzie badany radiometrycznie. Zawartość naturalnych pierwiastków promieniotwórczych w produkcie finalnym w żadnym przypadku nie może przekraczać wartości współczynników f_1 i f_2 podanych w pkt 1,
- 3/ Jeżeli wymienione w punkcie 1 wartości współczynników f_1 i f_2 są przekroczone więcej niż o 20% - odpad nie może być stosowany do produkcji materiałów budowlanych.
- 4/ Każda partia wykorzystywanego odpadu powinna być badana radiometrycznie.

Ustalając powyższe zasady, dozór jądrowy przyjął poziomy i procedurę postępowania zgodnie z Instrukcją Nr 234 Instytutu Techniki Budowlanej pt.: "Wytyczne badania promieniotwórczości naturalnej surowców i materiałów budowlanych". Wytyczne te, opracowane wspólnie z Centralnym Laboratorium Ochrony Radiologicznej, zostały wprowadzone do stosowania decyzją b. Ministra Budownictwa i Przemysłu Materiałów Budowlanych z dnia 6 maja 1980 r. W świetle nowych zaleceń i przepisów ochrony radiologicznej wymagają one nowelizacji, przy czym zakres ich stosowania powinien być rozciągnięty na wszystkie podmioty zajmujące się produkcją materiałów budowlanych.

(1) Współczynniki f_1 i f_2 określa i sposób ich wyznaczania podaje Instrukcja nr 234 Instytutu Techniki Budowlanej "Wytyczne badania promieniotwórczości naturalnej surowców i materiałów budowlanych" Warszawa, 1980 r., Patrz również: A. Żak, M. Biernacka - "Badania stężeń naturalnych izotopów promieniotwórczych w surowcach i materiałach budowlanych", Biul. inf. BJIOR - nr 6(1991).

Biorąc pod uwagę wyniki badań stężeń naturalnych pierwiastków promieniotwórczych w żużlach i popiołach pochodzących z energetycznego spalania węgla, z punktu widzenia zagrożenia radiologicznego uznano, że odpady te mogą być stosowane, bez wykonywania pomiarów radiometrycznych, do budowy i utwardzenia dróg, budowy nasypów kolejowych i drogowych, izolacji i rekultywacji składowisk odpadów; rekultywacji terenu, wypełniania pustych komór po wyrobiskach kopalnianych. Zalecane jest, szczególnie w przypadku rekultywacji terenów, które mogą być przeznaczone do produkcji żywności, przykrycie ich warstwą gleby o grubości co najmniej 0,5 m. Ponadto zaleca się, aby jednostka sprzedająca odpad podawała kupującemu pisemną informację o tym, do jakich celów dana partia odpadu może być stosowana; jest to szczególnie ważne, gdy odpady kupują drobni odbiorcy, np. rolnicy indywidualni. W przypadku innych grup odpadów takich jak fosfogipsy, czy osady dołowe z kopalń, w których zawartość naturalnych pierwiastków promieniotwórczych jest większa niż w żużlach i popiołach, opinię w sprawie ich wykorzystania dozór jądrowy będzie wydawał na udokumentowany wniosek dla każdego konkretnego przypadku zastosowania. Dla każdej partii takiego odpadu muszą być przeprowadzone pomiary radiometryczne i oszacowane zagrożenie radiologiczne ludności i środowiska, odniesione do konkretnego miejsca i sposobu wykorzystania odpadu.

Podsumowanie

Gospodarcze wykorzystanie odpadów przemysłowych zawierających substancje promieniotwórcze, takich jak: żużle, popioły, fosfogipsy, odpady hutnicze, osady dołowe z kopalń, wymaga decyzji wydawanej do listopada 1991 r. przez Państwową Inspekcję Ochrony Środowiska, a obecnie przez wojewodę.

Opinię w sprawie możliwości wykorzystania tych odpadów, z punktu widzenia zagrożenia radiologicznego wydaje Państwowy Dozór Bezpieczeństwa Jądrowego i Ochrony Radiologicznej.

Żużle i popioły elektrowniane stosowane do produkcji materiałów budowlanych wymagają bieżącej i okresowej kontroli radiometrycznej każdej partii stosowanego odpadu. Żużle i popioły elektrowniane stosowane do budowy i utwardzania dróg, budowy nasypów, rekultywacji terenu kontroli takiej nie wymagają.

Piśmiennictwo

1. Ustawa z dnia 31.01.1980 r. o ochronie i kształtowaniu środowiska (Dz. U. Nr 3, poz. 6).
2. Ustawa z dnia 20.07.1991 r. o Państwowej Inspekcji Ochrony Środowiska (Dz. U. Nr 77, poz. 335).
3. Rozporządzenie Rady Ministrów z dnia 30.09.1980 r. w sprawie ochrony środowiska przed odpadami i innymi zanieczyszczeniami oraz utrzymania czystości i porządku w miastach i wsiach. (Dz. U. Nr 24, poz. 91).
4. Instrukcja nr 234 Instytutu Techniki Budowlanej "Wytyczne badania promieniotwórczości naturalnej

surowców i materiałów budowlanych", Warszawa, 1980 r.

5. Porozumienie z dnia 3 grudnia 1990 r. pomiędzy Państwową Inspekcją Ochrony Środowiska i Państwowym Dozorem Bezpieczeństwa Jądrowego i Ochrony Radiologicznej w sprawie uzgadniania decyzji dotyczących gospodarczego wykorzystania odpadów zawierających substancje promieniotwórcze. Biul. inf. BJIOR - nr 7(1991).
6. A. Żak, M. Biernacka: Badania stężeń naturalnych izotopów promieniotwórczych w surowcach i materiałach budowlanych. - Biul. inf. BJIOR - nr 6(1991).

W. Szumski: Activities of National Inspectorate for Radiation and Nuclear Safety connected with permission for using industrial containing radioactive substances.

In accordance with Polish regulations using the industrial wastes containing radioactive substances (e.g. slags, ashes) require a permission issued by the competent authority. The paper describes activities of the National Inspectorate for Radiation and Nuclear Safety (NIRNS) in the process of the permission's preparation. General requirements and criteria applied by NIRNS are presented.

Jeszcze przed podjęciem ostatecznej decyzji o likwidacji EJ Żarnowiec autor artykułu wziął udział, w charakterze obserwatora, w misji OSART w elektrowni jądrowej Loviisa w Finlandii. Elektrownia ta posiada 2 bloki z reaktorami typu WWER—440, a więc takie same jakie miały być zainstalowane w Żarnowcu.

Andrzej Pawlak

Misja OSART w EJ Loviisa w Finlandii

1. Wstęp

Jedną z form przygotowywania się do eksploatacji elektrowni jądrowych w Polsce było uczestnictwo polskich specjalistów w programie OSART Międzynarodowej Agencji Energii Atomowej. Zasadniczą formą realizacji tego programu są międzynarodowe misje ekspertów do elektrowni jądrowych. Głównymi celami takich misji, mających raczej charakter konsultacji niż inspekcji, są przede wszystkim wszechstronna ocena stanu bezpieczeństwa eksploatacyjnego elektrowni oraz ocena stanu przygotowania na wypadek wydarzeń nadzwyczajnych. Bardzo istotnym i wartym podkreślenia aspektem programu OSART jest także możliwość nieformalnej wymiany informacji i doświadczeń oraz dokonywania porównań ze standardami międzynarodowymi.

Rezultatem przeprowadzonego przeglądu są sformułowane przez zespół ekspertów zalecenia lub sugestie mające na celu polepszenie stanu bezpieczeństwa w obiekcie. We wnioskach kładzie się również duży nacisk na praktyki nie spotykane w innych elektrowniach jądrowych a godne polecenia do stosowania. Wyczerpujący opis przebiegu i stosowanej metodologii w czasie misji OSART przedstawiony został również w artykułach w Nr 2/1989 Biuletynu Informacyjnego.

2. Produkcja i zużycie energii elektrycznej w Finlandii

Całkowita moc zainstalowana w różnych typach elektrowni w Finlandii wynosi 12200 MWe. Produkcja energii elektrycznej jest w znacznym stopniu zdecentralizowana — energia jest wytwarzana w około 400 elektrowniach. Połowę z tej liczby stanowią elektrownie wodne. Udziały sektora państwowego i prywatnego w produkcji energii elektrycznej są jednakowe i wynoszą po około 40%. Pozostałe 20% wytwarzane jest w zakładach należących do samorządów miejskich i innych towarzystw. W 1988 r. całkowita produkcja energii elektrycznej w Finlandii (powierzchnia kraju 338000 km kwadr., liczba mieszkańców 4.9 mln osób) wynosiła 58.7 TWh i pochodziła z następujących źródeł:

energetyka jądrowa	31%
hydroenergetyka	23%
elektrownie na węgiel kamienny	15%
import	13%
elektrownie gazowe	4%
elektrownie opalane ropą	3%
elektrownie na torf	3%
inne paliwa miejscowe	8%

Podział zużycia wyprodukowanej energii elektrycznej jest następujący (1988 r.):

przemysł	53,3%
gospodarstwa domowe	20,4%
sektor usług	10,1%
sektor publiczny	6,4%
straty	5,2%
rolnictwo	4,6%

Ponieważ gęstość zaludnienia w Finlandii jest niewielka, długość sieci przemysłowej przypadającej na jednego mieszkańca jest znacznie większa niż w innych krajach europejskich. Całkowita długość linii przesyłowej wynosi 330000 km. Z prognoz opracowanych dla Finlandii na rok 2000 wynika, że roczne zużycie energii elektrycznej wzrośnie do prawie 80 TWh.

W latach 1970—82 w Finlandii zbudowano i oddano do eksploatacji 4 jądrowe bloki energetyczne o łącznej mocy 2310 MWe. W EJ Loviisa pracują dwa bloki z reaktorami wodnymi ciśnieniowymi o mocy 445 MWe każdy, a w EJ Olkiluoto dwa bloki z reaktorami wodnymi wrzającymi o mocy 710 MWe każdy (misja OSART dokonała przeglądu tej elektrowni w 1986 r.).

3. Cechy szczególne EJ Loviisa

W EJ Loviisa pracują reaktory typu WWER—440, typ 213 a więc takie same jakie miały być zainstalowane w Żarnowcu. Z tego też względu w tej części artykułu szczególny nacisk położony zostanie na te rozwiązania projektowe i cechy elektrowni, które różnią ją od innych eksploatowanych elektrowni z tego rodzaju reaktorami.

Lokalizacja. EJ Loviisa położona jest na małej wyspie Hästholmen leżącej u południowych wybrzeży Finlandii, około 80 km na wschód od Helsinek i 12 km na południowy wschód od miasta Loviisa. Liczba ludności mieszkającej w promieniu 20 km wynosi około 20000 osób. Elektrownia zajmuje stosunkowo małą powierzchnię — tylko 150 ha. Wyspa, na której znajdują się wszystkie zasadnicze budynki i urządzenia elektrowni ma powierzchnię 80 ha. Pozostałe 70 ha przedsiębiorstwo eksploatujące elektrownię posiada na stałym lądzie, gdzie znajduje się zaplecze remontowe. W przyszłości zamierza się zbudować na tej samej małej wysepce dodatkowo 1 lub 2 reaktory tego samego typu.

Woda chłodząca dla eksploatowanych obecnie dwóch bloków pobierana jest z Bałtyku z głębokości 8,5 m po stronie południowo—zachodniej wyspy

i przez kanał wydrążony w skale płynie do stacji pomp. Po przepłynięciu przez skraplacze woda o temperaturze około 10°C wyższej odprowadzana jest do zatoki kanałem zrzutowym po stronie północno—wschodniej.

Rozmieszczenie obiektów elektrowni. Elektrownia składa się z oddzielnych budynków, co uczyniło budowę łatwiejszą oraz pozwalało na większą elastyczność niezbędną w przypadku, kiedy budowa i projektowanie postępują jednocześnie. Budynki główne z reaktorami umieszczone są między maszynownią, a budynkiem pomocniczym. Budynki połączone są między sobą za pomocą korytarzy i tuneli poprowadzonych równo poniżej jak i powyżej poziomu gruntu. Sterownia, pomieszczenia dla urządzeń pomiarowych, wyposażenie komputerowe oraz liczne systemy elektryczne znajdują się w budynku maszynowni. Maszynownia zbudowana jest z konstrukcji stalowych, pozostałe budynki ze sprężonego betonu. Turbiny, po dwie na każdy blok, ustawione są poprzecznie w maszynowni. Te same suwnice stosowane są do obsługi wszystkich czterech turbin, tzn. obu bloków elektrowni. Budynek zespołów diesel do awaryjnego zasilania zlokalizowany jest między maszynownią a rozdzielnią wysokiego napięcia. Budynek ciekłych odpadów promieniotwórczych, wspólny dla obu bloków znajduje się między budynkiem pomocniczym a kanałem zrzutowym wody chłodzącej. Budynek administracyjny stanowi najbardziej na południe wysuniętą część kompleksu budynków. Wejście do pomieszczeń elektrowni możliwe jest tylko przez budynek administracyjny. Między budynkiem administracyjnym i budynkiem pomocniczym bloku pierwszego znajdują się pomieszczenia laboratoriów. Między obydwojema budynkami pomocniczymi, już po zakończeniu budowy, wzniesiono niewielki budynek wykorzystywany w czasie przeładunków paliwa oraz remontów i przeglądów elektrowni.

Budynki główne z reaktorami, znaczna część budynków pomocniczych, część laboratoriów oraz budynek przechowywania ciekłych odpadów należą do strefy kontrolowanej, do której wejście możliwe jest tylko przez specjalne punkty kontrolne.

Obudowa bezpieczeństwa. Najistotniejszym rozwiązaniem zastosowanym w EJ Loviisa, różniącym ją od innych elektrowni z reaktorami WWER—440, jest umieszczenie każdego z reaktorów w cylindrycznej obudowie bezpieczeństwa z kondensatorem lodowym.

Obudowa bezpieczeństwa składa się z dwóch barier, którymi są: budynek ze sprężonego betonu oraz znajdująca się wewnątrz niego powłoka stalowa. Zakładany przeciek przez wewnętrzną obudowę stalową przy maksymalnym ciśnieniu projektowym wy-

nosi 0,2% objętości obudowy w ciągu doby. Szczelność zewnętrznego budynku jest taka, że umożliwia utrzymanie podciśnienia między obiema częściami obudowy bezpieczeństwa. Szczelność zewnętrznej bariery nie jest jednak ściśle określona i dlatego obudowa bezpieczeństwa nie może być uważana za w pełni podwójną. Uwolnienia gazowe z przestrzeni między obudowami, przed skierowaniem ich do komina przepuszczane są przez odpowiednie filtry, co minimalizuje uwolnienia substancji promieniotwórczych do środowiska. Parametry konstrukcyjne powłoki stalowej pozwalają przyjąć wartość projektowego nadciśnienia równą 0.7 bara. Ta stosunkowo mała wartość maksymalnego nadciśnienia wynika również z uwzględnienia redukcji ciśnienia wewnątrz obudowy przez kondensator lodowy. Stanowi go pasywny zbiornik zamrożonego roztworu kwasu borowego. Kondensator lodowy znajduje się nad przestrzenią zawierającą obieg pierwotny i w przypadku awarii utraty chłodziwa jedyną praktycznie dostępną drogą przepływu powietrza i pary jest droga przez lód kondensatora. W rezultacie nastąpiłaby kondensacja pary i tylko powietrze osiągnęłoby górną część obudowy bezpieczeństwa, w wyniku czego wzrost ciśnienia byłby niewielki. Dodatkową zaletą kondensatora lodowego jest również wychwytywanie substancji radioaktywnych. Jeśli przepływ pary utrzymywałby się po stopieniu lodu, ciśnienie mogłoby znacznie wzrosnąć. W celu zapobieżenia takiej ewentualności obudowa bezpieczeństwa wyposażona jest dodatkowo w system zraszania włączający się automatycznie, gdy ciśnienie wewnątrz obudowy przekroczy 1.2 bara abs. System zraszania zasilany jest ze zbiorników z wodą borową, a po ich ewentualnym opróżnieniu ze studzienek ściekowych obudowy bezpieczeństwa.

Środki techniczne do łagodzenia skutków ciężkich awarii. Obudowy bezpieczeństwa elektrowni jądrowych są tak zaprojektowane, aby mogły spełniać swoje funkcje w przypadku wystąpienia wszystkich awarii projektowych, łącznie z awarią typu LOCA. Współczesne wymagania w dziedzinie bezpieczeństwa jądrowego żądają także aby obudowy bezpieczeństwa reaktorów energetycznych wypełniały w znacznym stopniu swoje zadania również w trakcie tzw. awarii ponadprojektowych zakładających uszkodzenie rdzenia ze stopieniem włącznie. Takie awarie mogą prowadzić do znacznego wzrostu ciśnienia w obudowie bezpieczeństwa przekraczającego wartość ciśnienia projektowego. Obudowa bezpieczeństwa EJ Loviisa została wyposażona w takie właśnie specjalne środki techniczne do łagodzenia skutków ciężkich awarii, a mianowicie:

- zewnętrzny system zraszania powłoki stalowej w celu jej chłodzenia. System ten zainstalowany jest między powłoką stalową a zewnętrznym budynkiem betonowym i składa się z pomp napędzanych silnikami diesla, dyszy spryskujących, wymienników ciepła, zbiorników i niezbędnych rurociągów. Do chłodzenia systemu wykorzystuje się wodę morską;
- aby zapobiec ewentualnemu wydostaniu się stopionego rdzenia przez dno zbiornika reaktora szyb reaktora zalewa się automatycznie wodą ze stopionego lodu kondensatora lub wodą dostarczaną z zewnątrz za pomocą systemu zraszania;
- elektryczne zapalniki do kontrolowanego spalania wodoru już przy bardzo niskich stężeniach wodoru. Zpobiega to detonacyjnemu spalaniu wodoru i nagłemu dużemu wzrostowi ciśnienia.

Aparatura kontrolna i pomiarowa. Do monitorowania i kontroli procesów zachodzących w rdzeniu niezbędne jest odpowiednie oprzyrządowanie. Większość aparatury kontrolnej i pomiarowej zainstalowanej w EJ Loviisa jest produkcji kanadyjskiej. Należy tutaj dodać, że starano się aby wprowadzane unowocześnieńia nie pociągały za sobą konieczności zmian konstrukcyjnych w układach sterowania i zabezpieczeń. Wyjątek stanowi układ zabezpieczeń reaktora i niektóre układy sterowania po stronie wtórnej, które są całkowicie produkcji radzieckiej.

Inne modyfikacje. Do istotnych modyfikacji wprowadzonych w EJ Loviisa trzeba także zaliczyć:

- prądnice z silnikami diesla stosowane w układach awaryjnego zasilania elektrycznego są produkcji francuskiej;
- pompy cyrkulacyjne obiegu pierwotnego wraz z silnikami wykonane zostały w Finlandii;
- w celu zwiększenia bezpieczeństwa przeciwpożarowego maszynownię wyposażono w system instalacji tryskaczowej, hale turbin i sterownię znajdujące się w budynku maszynowni oddzielono ścianą przeciwpożarową, zmodyfikowano system klimatyzacji sterowni, transformatory i kable starano się umieszczać z dala od miejsc zagrożonych pożarem.

4. Przebieg misji

Misja OSART w EJ Loviisa przeprowadzona została według standartowego programu przeglądu działalności elektrowni, obejmującego następujące zagadnienia:

- zarządzanie, organizację i administrowanie,
- szkolenie i kwalifikacje personelu,

- eksploatację,
- konserwację i remonty,
- wspomaganie techniczne,
- ochronę radiologiczną,
- chemię,
- planowanie i gotowość na wypadek awarii.

Przedstawione niżej informacje o EJ Loviisa opracowane zostały głównie w oparciu o dokumentację rozesłaną uczestnikom misji przed jej rozpoczęciem oraz na podstawie wystąpień ekspertów w czasie konferencji podsumowującej rezultaty pracy misji. Dotyczą one tych obszarów analizy misji, które szczególnie interesowały autora artykułu.

Zarządzanie, organizacja i administrowanie.

Przełgądem objęto następujące zagadnienia: struktura przedsiębiorstwa eksploatującego elektrownię oraz zakres jego odpowiedzialności i organizacja, zarządzanie elektrownią i jej struktura organizacyjna, program zapewnienia jakości, wymagania dozoru oraz współpraca z państwowym dozorem, BHP, ochrona przeciwpożarowa, system kontroli dokumentów oraz ochrona fizyczna obiektu.

EJ Loviisa została zbudowana i jest eksploatowana przez przedsiębiorstwo Imatran Voima Oy (IVO) pod nadzorem i kontrolą rządu fińskiego. Zadania wynikające ze sprawowania urzędowego nadzoru nad przestrzeganiem warunków i wymagań bezpieczeństwa jądrowego i ochrony radiologicznej oraz analizy niezbędne do wydania zezwoleń na modyfikacje i ciągłą eksploatację EJ Loviisa wykonywane są przez Fiński Ośrodek Bezpieczeństwa Radiacyjnego i Jądrowego (Finnish Centre for Radiation and Nuclear Safety). Proces licencjonowania elektrowni jądrowych w Finlandii regulowany jest przez kilka państwowych aktów prawnych i dokumentów urzędowych. Do najważniejszych z nich należą: Rządowa Ustawa o Energii Jądrowej (Government Nuclear Energy Act), Rozporządzenie o Energii Jądrowej (Nuclear Energy Decree) i Licencja Państwowa (State Licence), a ponadto inne przepisy państwowe dotyczące bezpieczeństwa przemysłowego i kontroli skażeń.

Imatran Voima Oy liczy ponad 4400 pracowników, z czego około 150 osób zajmuje się wyłącznie sprawami związanymi z eksploatacją elektrowni. Stanowią oni dla IVO podstawowe źródło ekspertyz w sprawach dotyczących elektrowni. Ponadto IVO utrzymuje silne związki z instytutami naukowymi — technicznymi i producentami urządzeń dla energetyki jądrowej w kraju i zagranicą. Jako rzecz wartą podkreślenia należy uznać fakt, że w IVO opracowany został obszerny program modyfikacji elektrowni w oparciu o zbierane informacje odnośnie najnowszych osiągnięć w dziedzinie bezpieczeństwa jądrowego i ochrony radiologicznej.

IVO określiło jasno obowiązki dyrektora elektrowni, który jest całkowicie odpowiedzialny za bezpieczeństwo obiektu. Ustanowiony został również formalny system powiadamiania dyrektora elektrowni o sprawach łączących się z generalnymi kierunkami działalności przedsiębiorstwa.

Personel EJ Loviisa liczy około 460 osób. W strukturze organizacyjnej elektrowni istnieje 5 odrębnych wydziałów, a mianowicie: eksploatacji, remontów i konserwacji, techniczny, szkolenia i administracyjny.

Dokumentacja techniczna dotycząca bezpieczeństwa jądrowego i ochrony radiologicznej elektrowni przekazywana do przeglądu i oceny państwowemu organowi nadzorczemu opracowywana jest wspólnie przez personel elektrowni i specjalistów z Departamentu Energetyki IVO.

Elektrownia posiada dobrze udokumentowany program zapewnienia jakości (PZJ) składający się z dwóch części dotyczących: eksploatacji i paliwa jądrowego. Pierwotnie PZJ opracowany został w oparciu o wytyczne MAEA i wytyczne amerykańskie ANSI. Program ten został uaktualniony przez personel elektrowni i zatwierdzony przez organ nadzoru. Część PZJ dotycząca paliwa obejmuje takie zagadnienia jak: opis paliwa, jego wytwarzanie, dostarczanie, inspekcje i kontrole paliwa przy wwozie do elektrowni (tzw. kontrole wejściowe). Eksploatacyjna część PZJ obejmuje wszystkie pozostałe obszary działalności elektrowni. Wszystkimi zagadnieniami dotyczącymi PZJ zajmuje się kilkusobowy zespół należący organizacyjnie do Wydziału Technicznego. W zakresie PZJ misja OSART sformułowała pewne uwagi dotyczące znajomości niektórych procedur programu oraz włączania osób spoza personelu elektrowni w skład zespołów dokonujących kontroli rewizyjnych.

W zakresie bezpieczeństwa i higieny pracy stwierdzono, że na stanowisko inspektora do spraw BHP powołuje się pracownika na okres 2 lat, przy czym obowiązki związane z wykonywaniem zadań dotyczących BHP stanowią tylko niewielką część zadań określonych w zakresie jego obowiązków. Podkreślono, że w wielu elektrowniach jądrowych na świecie pracownik mianowany na stanowiska inspektora BHP zajmuje się tylko tymi sprawami. Zwrócono też uwagę na wzrastającą w ciągu ostatnich lat liczbę utraconych roboczo—dni na wskutek wypadków w elektrowni oraz wypadków w drodze do i z pracy. W efekcie stwierdzono, że kierownictwo elektrowni powinno podjąć pewne działania zmierzające do redukcji czasu pracy traconego w wyniku wypadków oraz przeprowadzić analizę ich przyczyn.

W EJ Loviisa stosowany jest obecnie komputerowy system kontroli dokumentacji. Wytyczne stosowania systemu zawierają procedury dotyczące pro-

dukcji, zatwierdzania, wydawania, uaktualniania i składowania dokumentów. Stwierdzono, że w procedurach PZJ poprawnie zostały określone zasady kwalifikacji i czas przechowywania dokumentów.

Szkolenie i kwalifikacje personelu.

Przegląd i ocena procesu szkolenia i kwalifikacji personelu EJ Loviisa dotyczył w szczególności:

- zadań i organizacji szkolenia,
- obiektów szkoleniowych i ich wyposażenia,
- programów szkolenia różnych grup pracowników.

Podstawę organizacji i zakresu szkolenia stanowią przede wszystkim wytyczne opracowane przez państwowy organ nadzorczy. Wytyczne te określają program szkolenia oraz inne wymagania dla 21 różnych stanowisk pracy mających znaczenie dla bezpieczeństwa jądrowego. Proces szkolenia personelu EJ Loviisa koordynowany jest przez Wydział Szkolenia. Wykładowcami są przede wszystkim pracownicy elektrowni posiadający odpowiednie doświadczenie i wiedzę.

Najważniejszym narzędziem szkoleniowym w EJ Loviisa jest pełnozakresowy symulator eksploatowany od 1980 r. głównie w celu szkolenia personelu sterowni. Umożliwia on również symulację wielu nieprawidłowości w działaniu elektrowni do awarii typu LOCA włącznie, ponadto także między innymi weryfikację procedur awaryjnych, ocenę planowanych modyfikacji elektrowni, ocenę systemów wspomagających operatorów.

Generalnie, w wyniku przeprowadzonego przeglądu stwierdzono, że istniejące programy szkolenia i sprawdzania kwalifikacji personelu EJ Loviisa są właściwie opracowane i realizowane, oraz że mogą być porównywane z międzynarodowymi standardami w tym zakresie.

Eksploatacja.

Najważniejsze zagadnienia, jakimi interesowała się misja w czasie oceny eksploatacji elektrowni, obejmowały: organizację i dotychczasowy przebieg eksploatacji, procedury i przepisy eksploatacyjne, prowadzenie eksploatacji, proces wydawania zezwoleń na wykonywanie prac, obiekty, wyposażenie i aparatura kontrolno—pomiarowa, postępowanie awaryjne.

Wydział Eksploatacji EJ Loviisa liczy 118 osób. Za eksploatację każdego bloku odpowiedzialny jest inżynier eksploatacji, który nadzoruje pracę sześciu zmian eksploatacyjnych. W skład każdej zmiany wchodzi kierownik zmiany, operator reaktora i operator turbin pracujący w sterowni oraz czterech obchodowych. Dodatkowo jeden technik obsługuje oddzielny system wentylacji sterowni. Ciekawym przy-

kładem zaangażowania kierownictwa elektrowni w jej eksploatację jest wydawanie gazety — tygodnika poświęconego sprawom elektrowni. Gazetka zawiera przegląd wydarzeń z poprzedniego tygodnia, wymienia aktualne najważniejsze problemy kierownictwa oraz zawiera ogólne informacje o elektrowni. Gazetka jest ogólnie dostępna i wykorzystywana między innymi przez operatorów powracających z urlopów jako źródło informacji o ostatnich wydarzeniach w elektrowni. Jest to oczywiście materiał tylko uzupełniający, gdyż w takiej sytuacji operatorzy otrzymują wyczerpujące pisemne sprawozdania od poprzedniej zmiany. Raport taki zawiera informacje o tym co się wydarzyło w ciągu ostatnich dni i czego można oczekiwać w najbliższej przyszłości. Wymaga się, aby wszyscy członkowie poszczególnych zmian eksploatacyjnych brali urlopy w tym samym czasie. Zapewnia to, że zespół zmianowy pozostaje stały w ciągu całego roku, co z kolei według kierownictwa ma dodatni wpływ na poziom bezpieczeństwa. Jako praktykę godną podkreślenia eksperci misji uznali fakt odbywania przez operatorów reaktora i turbin wraz z obchodami cotygodniowych obchodów elektrowni. Odpowiednie procedury określają jakie obszary elektrowni mają być wizytowane.

Loviisa 1 i Loviisa 2 eksploatowane są odpowiednio od 1977 i 1980 r. Począwszy od 1985 r. średni roczny współczynnik obciążenia wynosił około 90%. W ciągu pierwszego roku eksploatacji elektrowni zarejestrowano stosunkowo wysoką liczbę awaryjnych wyłączeń obu reaktorów. Ale już w latach następnych średnia roczna liczba takich wyłączeń nie przekroczyła jednego. W ciągu całej historii eksploatacji EJ Loviisa tylko dwa awaryjne wyłączenia reaktora były wynikiem bezpośrednich błędów operatorów.

Najbardziej znaczącym wydarzeniem w całym okresie eksploatacji elektrowni było pęknięcie rurociągu o średnicy 325 mm głównego systemu zasilania wodą wytornic pary pierwszego bloku w maju 1990 r. Wydarzenie spowodowane było erozją i korozją materiału rurociągu bezpośrednio za pompą w miejscu krzyży pomiarowej przepływu. Wydarzenie nie spowodowało żadnych obrażeń wśród personelu elektrowni ani nie stwarzało ryzyka dla bezpieczeństwa elektrowni. Organ nadzorczy Finlandii stosując 7—stopniową Międzynarodową Skalę Zdarzeń Jądrowych (INES) zakwalifikował to wydarzenie do poziomu 1 i jako "Zakłócenie", tzn. odchylenie od ustalonych zasad funkcjonowania.

Jeśli chodzi o prowadzenie eksploatacji jedyne zastrzeżenie misji związane były z procedurami testowania sprawności generatorów diesla. Testy kontrolne wykonywane są w elektrowni przez obchodo-

wych i w większości wypadków istnieją jasno określone kryteria odbiorcze.

W przypadku kontroli generatorów diesla uważa się za dopuszczalne jeżeli generator nie wyłącza się samoczynnie i nie wywołuje alarmu. Obchodowy zobowiązany jest odnotować pewne wartości i porównać je z wartościami oczekiwanymi, natomiast nie ma on obowiązku stwierdzić, czy te zmierzone wartości są akceptowalne. Z kolei kierownik zmiany dokonuje przeglądu wyników testu, lecz nie wymaga się od niego ich oceny jeśli nie mieszczą się one w oczekiwanym przedziale. Ponadto od obchodowych nie wymaga się parafowania procedury po zakończeniu testu. W rzeczywistości od doświadczonych obchodowych nie wymaga się nawet posiadania przy sobie procedury podczas testowania. Oceniono, że taki sposób postępowania nie jest zgodny z ogólnie akceptowanymi praktykami międzynarodowymi. W efekcie zalecono dokonanie zmian w procedurach, polegających na określeniu granic w jakich winny mieścić się mierzone wartości — dla przeprowadzającego tekst powinno być jasne, że testowane wyposażenie mieści się lub nie w limitach eksploatacyjnych. Zalecono również, aby po zakończeniu testu procedury były parafowane niezależnie od doświadczenia obchodowego przeprowadzającego test. Podkreślono, że niebezpieczeństwo wynikające z przeprowadzania testów kontrolnych z pamięci polega na tym, że obchodowi mogą być nieświadomi zmian wprowadzonych do procedur w celu wykluczenia powtarzania się zakłóceń lub błędów. Warto również wspomnieć sugestię sformułowaną przez misję, a która może mieć szerokie zastosowanie. Otóż zaproponowano rozważenie wymogu, aby kierownik zmiany był obecny w sterowni podczas operacji ruchowych, a szczególnie podczas uruchamiania reaktora.

W EJ Loviisa przyjęto zasadę, że w przypadku każdego wydarzenia, z którym związane jest awaryjne wyłączenie reaktora należy zastosować procedurę awaryjną. Operator musi rozpocząć postępowanie według procedury awaryjnej równocześnie z awaryjnym wyłączeniem reaktora. Postawienie wstępnej diagnozy opartej na symptomach musi zostać zakończone w ciągu 10 minut. Z chwilą ustalenia diagnozy awarii kierownik zmiany inicjuje postępowanie według odpowiedniej procedury. W trakcie pracy misji OSART przystępowano w EJ Loviisa do opracowywania procedur postępowania dla awarii ponadprojektowych. Eksperci misji wyrazili życzenie pod adresem personelu elektrowni, aby prace te zakończono w stosunkowo krótkim okresie czasu.

Ochrona radiologiczna.

Sprawami ochrony przed promieniowaniem w EJ Loviisa zajmuje się Grupa Ochrony Radiologicznej

(GOR), w skład której wchodzi 10 techników i kierownik. "Taka liczba personelu zajmującego się problemami ochrony radiologicznej jest mniejsza niż oczekiwano" — stwierdzono w oświadczeniu po zakończeniu misji. Powoduje to, że personel ochrony radiologicznej obecny jest w elektrowni tylko na dziennej zmianie. Poza godzinami pracy dozymetryści mają obowiązek stawić się w elektrowni na każde wezwanie telefoniczne. W trakcie przeglądu struktury organizacyjnej okazało się też, że kierownik GOR nie ma swego zastępcy. W rezultacie misja zaleciła mianowanie na to stanowisko osoby posiadającej odpowiednie kwalifikacje i doświadczenie.

Każde z pomieszczeń strefy kontrolowanej elektrowni, w zależności od sytuacji radiacyjnej, zaliczane jest do jednej z trzech kategorii. W celu ich wizualizacji zastosowano kod kolorowy. Kolorem zielonym oznaczone są pomieszczenia, w których czas przebywania jest nieograniczony, a moc dawki nie przekracza 0,025 mSv/h; ponadto stężenie radionuklidów w powietrzu (z wyłączeniem gazów szlachetnych) jest mniejsze od 0,1 dopuszczalnego pochodnego stężenia w powietrzu — DAC, skażenie powietrza substancjami α i β promieniotwórczymi poniżej odpowiednio 4 kBq/m² i 40 kBq/m².

Kolorem pomarańczowym oznaczone są wszystkie pomieszczenia elektrowni, w których przekroczone są limity dla koloru zielonego, lecz mniejsze od wartości 1 mSv/h dla mocy dawki, 10 DAC dla stężenia aktywności w powietrzu oraz 40 kBq/m² i 400 kBq/m² dla α i β promieniotwórczych skażeń powierzchni. Na wejście do pomieszczeń określonych kolorem czerwonym i wykonywanie w nich jakichkolwiek prac wymagane jest specjalne zezwolenie. W pomieszczeniach tych przekroczone są wszystkie limity dla klasyfikacji pomarańczowej. Pomiar mocy dawki we wszystkich pomieszczeniach strefy kontrolowanej przeprowadzany jest co najmniej jeden raz w ciągu kwartału. Wyniki pomiarów są następnie wprowadzane do komputera i wykorzystywane przy wydawaniu zezwoleń na prace w warunkach narażenia.

Podział pracowników elektrowni z punktu widzenia narażenia na promieniowanie spełnia międzynarodowe zalecenia. Wszyscy pracownicy zatrudnieni w strefie kontrolowanej oraz otrzymujący dawkę przekraczającą 15 mSv/rok traktowani są jako narażeni zawodowo na promieniowanie.

W zakresie kontroli narażenia zewnętrznego podstawowym wyposażeniem personelu wchodzącego do strefy kontrolowanej są dozymetry termoluminescencyjne (TLD). Dozymetry pozwalające na bezpośredni odczyt mocy dawki stosowane są raczej sporadycznie. Wszystkie TLD odczytywane są nie rzadziej niż jeden raz w miesiącu. W celu kontroli

narażenia wewnętrznego, dopiero niedawno elektrownia zakupiła monitor skażeń wewnętrznych stwierdzający tylko obecność lub brak skażeń. W przypadku wykrycia skażeń wewnętrznych na poziomie małej części rocznego wchłonięcia granicznego — ALI, szczegółowe pomiary przeprowadza organ nadzorczy, dysponujący licznikiem całego ciała. Kontrolne pomiary skażeń wewnętrznych licznikiem całego ciała były dotąd przeprowadzane 2—3 razy w ciągu roku. W ciągu całego okresu eksploatacji EJ Loviisa tylko u dwóch pracowników wykryto skażenia wewnętrzne na poziomie od 0,4% do 4% ALI. Informacje o narażeniu zewnętrznym i wewnętrznym w elektrowni przekazywane są co miesiąc do organu nadzoru, który prowadzi centralną kartotekę dawek w Finlandii. Taki scentralizowany system kontroli dozymetrycznej misja oceniła jako bardzo dobre rozwiązanie, oszczędzające zarówno siły jak i środki.

Ewidentnym rezultatem wspomnianego wyżej skromnego liczbowo personelu GOR jest zakres programu kontroli skażeń powierzchniowych. Zaobserwowano, że skażenie elektrowni jest rzeczywiście ogólnie niskie. W przeciwieństwie jednak do programu kontroli mocy dawki aktualnie elektrownia nie ma programu systematycznej i rutynowej kontroli skażeń powierzchniowych. Programy takie realizowane są w większości elektrowni jądrowych na świecie. Korzyści z realizacji takiego programu może obrazować następujący przykład. Jeśli dopuszczalne skażenie powierzchni wynosi np. 30 cps, wówczas już wyniki pomiarowe przekraczające powiedzmy 5 cps są rejestrowane. Ten sposób postępowania umożliwia śledzenie ewentualnego wzrostu poziomu skażeń i podjęcie działań zaradczych we właściwym czasie. W wielu elektrowniach opracowano także szczegółowe wytyczne postępowania w przypadku wykrycia skażeń przez monitory zainstalowane przy wyjściu ze strefy kontrolowanej. Jako zasadę, zgodną z dobrą praktyką międzynarodową, przymuje się informowanie o takim wydarzeniu personelu ochrony radiologicznej. Taki sposób postępowania daje możliwość zbadania przyczyn skażenia.

Fiński organ nadzoru opracował również zalecenia dotyczące wielkości dawki kolektywnej. Mówią one, że dawka kolektywna dla personelu elektrowni nie powinna przekroczyć 5×10^{-3} osobo—Sv/rok x MW. Ponieważ moc elektryczna EJ Loviisa wynosi 2x445 MW, dopuszczalna według powyższych zaleceń dawka kolektywna mogłaby wynosić 4,45 osobo—Sv. Dawka kolektywna w EJ Loviisa nigdy nie przekroczyła tego poziomu, a w rzeczywistości jej średnia wartość jest mniejsza od 1 osobo—Sv/rok x blok. Do zasadniczych przyczyn decydujących o małej dawce kolektywnej personelu EJ Loviisa należy zaliczyć:

— niskie moce dawek w całym obiekcie. Interesują-

cym tego przykładem może być fakt, że w pierwszym dniu pracy misji w trakcie zapoznawczego obchodu elektrowni, cały zespół wprowadzony został do obudowy bezpieczeństwa, a nastąpiło to w czasie normalnej pracy elektrowni,

- rzadko występująca konieczność prac remontowych przy wytwornicach pary,
 - bardzo mała liczba defektów paliwowych, w 1987 — 1, 1988 — 2 i w 1989 — 3,
 - zastosowanie materiałów o niskich zawartościach Ni i Co. Powoduje to małe stężenie produktów aktywacji w obiegu pierwotnym.
- To oczywiście decyduje się już na etapie projektowania.

Należy tutaj dodać, że znaczna część dawek kolektywnych, a w przypadku EJ Loviisa ponad 90%, otrzymywana jest w czasie remontów i przeładunków paliwa.

W EJ Loviisa zaprezentowano nietypowe podejście do problemu gospodarki odpadami promieniotwórczymi. Na wysepce, na której zlokalizowana jest elektrownia planuje się wybudowanie na głębokości około 100 m ostatecznego składowiska odpadów nisko i średnioaktywnych. Tymczasem, mimo ponad 10—letniego okresu eksploatacji reaktorów, elektrownia nie posiada instalacji zestalania ciekłych odpadów promieniotwórczych. Obecnie wszystkie ciekłe odpady magazynowane są w 8 zbiornikach, każdy po 300 m³, znajdujących się w budynku przechowywania ciekłych odpadów. Cztery zbiorniki zarezerwowane zostały dla koncentratów powyparnych, trzy dla zużytych żywic jonowymiennych, jeden zbiornik stanowi rezerwę. Obecnie wszystkie zużyte żywice jonowymiennie mieszczą się w jednym zbiorniku zajmując około 30% jego objętości.

Wszystkie usuwalne materiały stosowane uprzednio w strefie kontrolowanej traktowane są zawsze jako odpady promieniotwórcze. Wyjątek stanowią tutaj zużyte oleje i duże kawałki konstrukcji stalowych, które po dekontaminacji i kontroli aktywności mogą zostać wywiezione ze strefy kontrolowanej. Część odpadów stałych pakowana jest do worków plastikowych, inne po sprasowaniu ładowane są do 200 l beczek stalowych. Dla każdej beczki, po jej wypełnieniu, określa się skład izotopowy, a wyniki wraz z numerem identyfikacyjnym, maksymalnym poziomem promieniowania i klasyfikacją zawartości, wprowadza się do pamięci komputera. Wszystkie odpady stałe ładowane zarówno do beczek jak i worków plastikowych przechowywane są na terenie elektrowni. Wiele beczek ma zawartość substancji radioaktywnych poniżej limitu ustalonego przez organ nadzorczy dla odpadów promieniotwórczych. Wszystkie beczki, w zależności od zawartości znakowane są tylko różnymi kolorami. W związku z tym misja zaleciła, aby pojemniki o zawartości substancji

radioaktywnych powyżej ustalonego minimalnego limitu były oznakowane napisem "radioaktywne" lub takim samym znakiem graficznym. Taki sposób postępowania uważany jest za podstawowy wymóg bezpieczeństwa w zakresie gospodarki odpadami promieniotwórczymi pozwalający na uniknięcie pomyłek i przypadkowego wywozu beczek z terenu elektrowni.

Wszystkie uwolnienia ciekłych odpadów do środowiska wymagają zezwolenia GOR, które wydaje się po przeprowadzeniu niezbędnych analiz i obliczeń.

Uwolnienia gazowe z elektrowni są bardzo małe i znacznie poniżej limitów określonych w Warunkach i Ograniczeniach Eksploatacyjnych. Na przykład stężenie gazów szlachetnych w kominie jest tak niskie, że jest poniżej granicy wykrywalności stosowanych detektorów. W związku z tym ich aktywność jest obliczana w oparciu o stężenie Ar—41.

Niemniej misja zasugerowała, aby rozważyć możliwość zainstalowania w kominie urządzenia integrującego w ciągu miesiąca aktywność uwalnianych gazów szlachetnych. Taki sposób postępowania okazał się być efektywnym w wielu innych elektrowniach jądrowych.

Na uwagę zasługuje sposób realizacji kontroli środowiska wokół EJ Loviisa. Program kontroli opisany jest w specjalnej procedurze określającej odpowiedzialność za pobór próbek i rodzaj wymaganych analiz. Natomiast wszystkie pomiary wykonywane są w laboratoriach organu nadzorczego, po czym dokonywany jest przegląd tych wyników niezależnie od siebie przez właściwy personel organu nadzorczego i IVO. Na szczególne podkreślenie w programie kontroli środowiska zasługuje dobór indyka-

torów biologicznych, bardzo czułych na wszelkie zmiany uwalnianych ciekłych aktywności.

Planowanie i gotowość na wypadek wydarzeń nadzwyczajnych.

Osiągnięcie stanu gotowości oraz postępowanie w sytuacji awaryjnej opisane jest w Planie Awaryjnym opracowanym przez personel elektrowni i zatwierdzonym przez organ nadzorczy.

Począwszy od 1990 r. w wyniku decyzji kierownictwa EJ Loviisa jeden pracownik zajmuje się całkowicie zagadnieniami związanymi z przygotowaniem elektrowni na wypadek awarii. Do końca 1989 r. obowiązki te były wypełniane przez tę samą osobę, jednakże równoległe z wieloma innymi obowiązkami i w efekcie planowaniu awaryjnemu poświęcone mogło być nie więcej niż około 20% czasu roboczego jednego pracownika. W wyniku tej zmiany, w krótkim okresie czasu plan awaryjny jak i szereg procedur jego wprowadzania zostały uaktualnione. W 1990 r. zakończono również wyposażanie centrum awaryjnego elektrowni.

W związku z procesem zatwierdzania planu misja stwierdziła, że istotne jest aby personel elektrowni miał prawo wprowadzać pewne zmiany i uaktualnienia w planie awaryjnym bez konieczności ich zatwierdzania przez organ nadzorczy, jeśli personel elektrowni oświadczy, że zmiany te nie obniżają skuteczności planu.

Dla potrzeb planowania awaryjnego EJ Loviisa stosuje 2—stopniowy system kwalifikacji wydarzeń nadzwyczajnych. Incydenty, które nie powodują bezpośredniego ryzyka dla bezpieczeństwa jądrowego nie są traktowane jako wydarzenia nadzwyczajne stwarzające zagrożenie.

Klasyfikacja wydarzenia	Przedmiot ryzyka	Organizacja awaryjna eksploatatora elektrowni	Zewnętrzne organizacje ratownicze i STUK
Zaburzenie	Wytwarzanie energii elektrycznej	Zawiadomiona	Zawiadomiony STUK
Stan wyjątkowy na terenie elektrowni	Elektrownia jądrowa	Zaalarmowana	W stanie gotowości
Stan wyjątkowy powszechny	Środowisko poza granicami obiektu	Zaalarmowana	Zaalarmowane

Taki system klasyfikacji wydarzeń nadzwyczajnych jest niezgodny z wytycznymi MAEA i praktykami międzynarodowymi uznawanymi jako dobre w tym sensie, że próg inicjowania określonych działań mających na celu zmniejszenie potencjalnej groźby dla obiektu jest za wysoki. Odpowiednio wczesne zaktywizowanie struktury awaryjnej ma tę zaletę, że personel jest gotowy do działania już wówczas, gdy sytuacja początkowo niezbyt groźna rozwinię się w niepożądanym kierunku.

Osobą odpowiedzialną za kierowanie postępowaniem na terenie elektrowni jest Dyrektor Awaryjny Elektrowni. W początkowej fazie awarii stanowisko to obejmuje kierownik zmiany i pozostaje na nim aż do przybycia właściwej osoby z kierownictwa elektrowni. Na stanowisko Dyrektora Awaryjnego Elektrowni w pierwszej kolejności przewidziany jest Dyrektor Naczelny Elektrowni, a w przypadku jego nieobecności kierownicy trzech głównych wydziałów. Innymi kluczowymi stanowiskami organizacji awaryjnej EJ Loviisa są kierownik do Spraw Ochrony Radiologicznej, Kierownik Eksploatacji, Kierownik Łączności, Łącznicy z Organem Nadzoru i Władzami Lokalnymi, Kierownik do Spraw Informacji i Łączności ze Środkami Masowego Komunikowania. Wszyscy oni zbierają się w centrum awaryjnym znajdującym się w bezpośrednim sąsiedztwie sterowni. W centrum awaryjnym zarezerwowano również miejsce dla obserwatora z organu nadzoru. Zgodnie z zawartym porozumieniem i zapisem w procedurze personel awaryjny elektrowni może konsultować się z Departamentem Badań i Rozwoju IVO znajdującym się w Helsinkach w sprawach dotyczących oceny sytuacji w elektrowni i zagrożenia środowiska. Tam też IVO organizuje na czas awarii swój ośrodek awaryjny śledzący rozwój wydarzeń w elektrowni.

Dokonując przeglądu procedur wprowadzania planu awaryjnego misja interesowała się między innymi takimi sprawami jak:

- czy osoby przewidziane do objęcia poszczególnych stanowisk struktury awaryjnej posiadają odpowiednie doświadczenie,
- czy osoby te przeszły szkolenie i ćwiczenia właściwe do stanowiska na jakie mogą być powołane,
- czy odbyły się ćwiczenia obsady krytycznych stanowisk struktury awaryjnej.

Uzyskane informacje pozwoliły misji na sformułowanie zarówno zaleceń jak i sugestii. Stwierdzono w nich między innymi, że należy opracować i wdrożyć program treningu zasadniczego oraz program ćwiczeń mających za zadanie przypomnienie wcześniej nabytych umiejętności dla każdej z kluczowych pozycji organizacji awaryjnej elektrowni. Podkreślono, że tylko osoby, które przeszły szkolenie właściwe dla danej pozycji mogą zostać umieszczone na

liście osób przewidzianych do zajęcia tej pozycji w sytuacji awaryjnej. W ramach wymiany informacji między członkami misji i personelem elektrowni powiedziano, że na przykład dyrektor EJ San Onofre w USA ma w ciągu roku około 70 godzin treningu postępowania na stanowisku dyrektora awaryjnego.

Istotną sprawą we wczesnej fazie postępowania awaryjnego w obiekcie jądrowym jest również awaryjna zbiórka personelu i innych osób przebywających tymczasowo na terenie elektrowni. W rezultacie informacji uzyskanych od personelu EJ Loviisa misja sformułowała pogląd, że wiele elektrowni jądrowych na świecie w celu upewnienia się, że wszystkie osoby zebrały się na miejscu zbiórki, wykorzystuje komputerowy system kontroli ludzi wchodzących na teren elektrowni. Skuteczność awaryjnej zbiórki w sytuacji rzeczywistego zagrożenia jest możliwa tylko wtedy, gdy postępowanie jest sformalizowane w procedurze, która jest następnie rutynowo testowana.

W celu właściwego przygotowania się do działań ratowniczych na wypadek awarii jądrowych, których skutki wykraczałyby poza teren obiektu jądrowego Ministerstwo Spraw Wewnętrznych Finlandii opublikowało wytyczne dotyczące opracowania tzw. zewnętrznych planów awaryjnych. Organizacją odpowiedzialną za opracowanie tych planów jest tzw. Okręg Współdziałania Ratunkowego (OWR, Rescue Cooperation Area). Trzon tej organizacji stanowią: Straż Pożarna i Służby Ratownicze, Policja, Ochrona Wybrzeża, Obrona Cywilna. Współdziałają z nimi Służby Socjalne (mieszkańcowskie i zaopatrzeniowe) oraz Służby Medyczne. Działania OWR wspierane są również przez służby meteorologiczne, radio i w razie potrzeby przez lotnictwo cywilne.

Z punktu widzenia planowania i gotowości na wypadek różnych wydarzeń nadzwyczajnych cała Finlandia podzielona jest na 60 Okręgów Współdziałania Ratunkowego. EJ Loviisa znajduje się w OWR Loviisa. Na czele tej organizacji jako jej dyrektor awaryjny stoi komendant straży pożarnej największego miasta w Okręgu, tj. Loviisy. Zewnętrzny plan awaryjny opracowany przez OWR Loviisa po uwzględnieniu opinii Ministerstwa Spraw Wewnętrznych Finlandii i organu nadzorczego został zatwierdzony przez władze administracyjne prowincji Uusimaa.

Z chwilą ogłoszenia stanu wyjątkowego na terenie elektrowni, kierownictwo OWR Loviisa, w skład którego wchodzi wspomniany już Komendant Straży Pożarnej, Komendant Policji, Główny Lekarz Ośrodka Zdrowia, Szef Obrony Cywilnej i Dyrektor Służb Socjalnych zbiera się w centrum awaryjnym mieszczącym się w Komendzie Straży Pożarnej w Loviisie. Po ogłoszeniu powszechnego stanu wyją-

tkowego zaalarmowane zostają wszystkie służby ratownicze przewidziane w zewnętrznym planie awaryjnym.

Wokół elektrowni ustalone zostały dwie strefy planowania awaryjnego: strefa 1 o promieniu około 20 km i strefa 2 o promieniu około 100 km. Dla strefy pierwszej wymaga się planu szczegółowego określającego sposoby szybkiego alarmowania ludności i ewakuacji z zagrożonych sektorów. Ustalając ogólny plan postępowania służb ratowniczych w strefie 2 bierze się pod uwagę poważne awarie jądrowe o skutkach wykraczających daleko poza teren elektrowni.

Dla ochrony ludności przyjęto następujące poziomy interwencyjne, zgodnie z zaleceniami organu nadzorczego:

Ukrycie	10 mSv na całe ciało 100 mSv na płuca, tarczycę i inne pojedyncze narządy
Ewakuacja	100 mSv na całe ciało lub 500 mSv na skórę lub 200 mSv na tarczycę dziecka.

Dla dystrybucji tabletek jodowych przyjęto 250 mSv na tarczycę dziecka.

Po awarii w Czernobylu organ nadzorczy zalecił następujące graniczne wartości skażeń żywności:

dla mleka	$< 2000 \text{ }^{131}\text{I ekv Bq/l}$
dla wody pitnej	$< 2000 \text{ }^{131}\text{I ekv Bq/l}$ lub 1000 Bq/l Cs-137
dla mięsa/ryb	$< 1000 \text{ Bq/kg Cs-137}$.

Z chwilą ogłoszenia stanu wyjątkowego na terenie elektrowni, Dyrektor Awaryjny Elektrowni w celu ułatwienia komunikacji wysłał łącznika do centrum awaryjnego OWR. W czasie dyskusji ze wszystkimi głównymi stronami biorącymi udział w postępowaniu awaryjnym ustalono, że w początkującej fazie awarii elektrownia spełnia też rolę doradcy dla zewnętrznej organizacji ratowniczej. Służą temu między innymi wykonywane przez personel elektrowni obliczenia przewidywanych dawek poza elektrownią. W tym też czasie, tj. po ogłoszeniu stanu wyjątkowego w elektrowni, aktywizuje się również organizacja nadzorcza — STUK. Po obsadzie wszystkich stanowisk i uzyskaniu pełnej gotowości do działania STUK formalnie informuje Dyrektora Awaryjnego EJ Loviisa i Komendanta Straży Pożarnej — kierownika OWR, że od tego momentu dozór przejmuje od elektrowni wszystkie obowiązki związane z oceną zagrożenia poza terenem lokalizacji elektrowni oraz że gotowy jest do pełnienia funkcji doradcy dla OWR w związku z podejmowaniem działań ochronnych wobec ludności. Misja oceniła, że organizacja nadzorcza jest dobrze przygotowana

do tych działań. Posiada bowiem około 60 stacji w sposób ciągły monitorujących poziom promieniowania na terenie całego kraju, dodatkowo ma możliwość uruchomienia dalszych 100 stacji. Dysponuje również kodem komputerowym OIVA do oceny dawek i dwoma ruchomymi laboratoriami z możliwością wykonywania pomiarów spektrometrycznych.

Z oświadczeń personelu kierowniczego elektrowni i IVO wynikało, że z chwilą przejęcia przez dozór roli przewodniej w zakresie udzielania rekomendacji OWR, elektrownia nie będzie dalej odpowiedzialna za prowadzenie oceny zagrożenia poza jej terenem. Misja oceniła, że zaprzestanie tej działalności przez IVO nie byłoby czynem rozważnym. Opinie te misja uzupełniła następującym komentarzem: "Przecież substancje radioaktywne uwalniane są z waszej elektrowni i wy musicie śledzić co dozór robi i jakie są jego zalecenia. Co by się stało gdyby STUK się pomylił? W powszechnym odczuciu to elektrownia byłaby obciążona winą za złe zalecenia."

Bardzo ważną sprawą jaka musi zostać zgodnie z zaleceniami międzynarodowymi uwzględniona w planowaniu postępowania na wypadek wydarzeń nadzwyczajnych jest łączność ze społeczeństwem i środkami masowego komunikowania. W trakcie dyskusji z przedstawicielami poszczególnych organizacji biorących udział w postępowaniu awaryjnym, tj. EJ Loviisa, IVO, STUK, OWR, odnośnie roli przewodniej w komunikowaniu się ze środkami masowego przekazu oraz miejsca odbywania się konferencji prasowych misja uzyskała szereg sprzecznych ze sobą oświadczeń. W efekcie zalecono personelowi EJ Loviisa zainicjowanie dyskusji, w wyniku której opracowanoby jednolite w treści procedury.

5. Struktura organu nadzorczego w Finlandii

Jak już wspomniano wcześniej, rolę organu nadzorczego w Finlandii pełni Fiński Ośrodek Bezpieczeństwa Radiacyjnego i Jądrowego. W języku potocznym często stosowany jest jego fiński akronim — STUK (Säteilyturvakeskus). Ośrodek administracyjnie podlega Ministerstwu Spraw Socjalnych i Zdrowia. W skład struktury organizacyjnej Ośrodka wchodzi Departamenty (w nawiasach podano liczbę pracowników w 1989 r.): Ogólno-administracyjny (42), Bezpieczeństwa Jądrowego (64), Inspekcji i Meteorologii (44), Nadzoru (72), oraz Laboratorium Radiobiologii (13). Przewiduje się, że w 1993 r. liczba personelu wyniesie około 280 osób.

Podstawowe obowiązki całego Ośrodka dzielą się na cztery następujące grupy:

— Nadzór i kontrola

- wykorzystywania energii jądrowej
- wykorzystywania promieniowania (obejmuje wydawanie zezwoleń na stosowanie źródeł promieniowania jonizującego w przemyśle i nauce, kontrolę i rejestr dawek; pod koniec lat 80—tych nadzorem objęto urządzenia wytwarzające promieniowanie niejonizujące),

— Monitoring

- promieniotwórczości naturalnej,

- radionuklidów w środowisku,
- zagrożenia w sytuacjach awaryjnych.

— Badania w dziedzinach

- bezpieczeństwa jądrowego,
- ochrony radiologicznej.

— Usługi

- szkolenie,
- informacja.

Przedstawiciele Ministerstwa Spraw Socjalnych i Zdrowia, Ministerstwa Handlu i Przemysłu, Ministerstwa Spraw Wewnętrznych, Ministerstwa Środowiska, Ministerstwa Pracy oraz Dyrektor Generalny STUK tworzą jego Radę Zarządzającą.

A. Pawlak: OSART mission to Loviisa NPP in Finland

Before decision relative to final liquidation of Żarnowiec NPP has been taken up, the author participated in OSART mission to Loviisa in Finland. This nuclear power plant has two units with WWER—440 type reactors — the same as were to be operated in Żarnowiec.