



BEZPIECZEŃSTWO
JADROWE
I OCHRONA
RADIOLÓGICZNA

2/89

BEZPIECZEŃSTWO JĄDROWE i OCHRONA RADIOLOGICZNA

BIULETYN INFORMACYJNY

Notki o autorach

Zdzisław Bednarski — mgr inż., absolwent Wydziału Mechanicznego, Energetyki i Lotnictwa Politechniki Warszawskiej, inspektor dozoru jądrowego, specjalista bezpieczeństwa w energetyce jądrowej.

Marek Bernatowicz — dr inż., absolwent Wydziału Mechanicznego, Energetyki i Lotnictwa Politechniki Warszawskiej, kierownik Zespołu Dozoru Jądrowego w Centralnym Laboratorium Ochrony Radiologicznej, specjalista bezpieczeństwa w energetyce jądrowej, starszy inspektor dozoru jądrowego.

Wacław Dąbek — doc. mgr inż., absolwent Wydziału Łączności Politechniki Warszawskiej, od 1968 r. zastępca dyrektora do spraw energetyki jądrowej w Instytucie Badań Jądrowych. W latach 1975–1980 pracuje w Wiedniu w Międzynarodowej Agencji Energii Atomowej jako jeden z sekretarzy naukowych w Programie Nuclear Safety Series, od 1983 r. zastępca dyrektora Centralnego Laboratorium Ochrony Radiologicznej, po utworzeniu Państwowego Dozoru Bezpieczeństwa Jądrowego i Ochrony Radiologicznej zostaje powołany na stanowisko Głównego Inspektora Dozoru Jądrowego, specjalista inżynierii reaktorowej i bezpieczeństwa jądrowego.

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

Maciej Jurkowski — mgr inż., absolwent Wydziału Mechanicznego, Energetyki i Lotnictwa Politechniki Warszawskiej, kierownik Pracowni Przeglądu i Oceny Dokumentacji Bezpieczeństwa w CLOR, st. inspektor dozoru jądrowego, specjalista bezpieczeństwa w energetyce jądrowej.

Andrzej Pawlak — mgr, absolwent Wydziału Matematyki, Fizyki i Chemii Uniwersytetu im. Adama Mickiewicza w Poznaniu, inspektor dozoru jądrowego, specjalista bezpieczeństwa w energetyce jądrowej.

Andrzej Pietruszewski — mgr inż., absolwent Wydziału Elektroniki Politechniki Warszawskiej, kierownik Pracowni Radiometrii w Zakładzie Dozymetrii CLOR, inspektor dozoru jądrowego, kierownik Krajowego Systemu Zabezpieczenia Materiałów Jądrowych.

Ryszard Siwicki — mgr inż., absolwent Wydziału Łączności Politechniki Warszawskiej, kierownik Zakładu Kontroli w CLOR, st. inspektor dozoru jądrowego, specjalista ochrony radiologicznej.

Janusz Włodarski — mgr inż., absolwent Wydziału Mechanicznego, Energetyki i Lotnictwa Politechniki Warszawskiej, kierownik Pracowni Zapewnienia Jakości w CLOR, st. inspektor dozoru jądrowego, specjalista bezpieczeństwa w energetyce jądrowej.

Krzysztof Zawanowski — mgr inż., absolwent Wydziału Mechaniki Precyzyjnej Politechniki Warszawskiej, adiunkt w Zakładzie Dozymetrii w Centralnym Laboratorium Ochrony Radiologicznej.

Nr 2 — 1989
Warszawa

Spis treści

<i>Od redakcji</i>	2
<i>M. Bernatowicz: Sprawowanie dozoru jądrowego nad obiektami jądrowymi w Polsce</i>	4
<i>J. Włodarski: Zapewnienie jakości obiektów jądrowych</i>	8
<i>W. Dąbek, A. Pawlak: Przyczynę do sejsmiczności terenu lokalizacji EJ Żarnowiec</i>	11
<i>M. Jurkowski: Misje OSART w Oldbury i w Żarnowcu</i>	13
<i>Z. Bednarski: Misja OSART w ciepłowni jądrowej w Gorki</i>	18
<i>R. Siwicki: Izotopowe czujki dymu</i>	23
<i>R. Siwicki: Wypadki radiacyjne</i>	25
<i>A. Pietruszewski: Program badawczy MAEA na temat szybkich metod kontroli stężeń radionuklidów w żywności i w środowisku naturalnym</i>	25
<i>K. Zawanowski: Pożar w hiszpańskiej elektrowni jądrowej Vandellós I</i>	26
<i>J. Jagielak: Źródła promieniowania jonizującego i ocena równoważnika dawki otrzymywanej przez ludność Polski</i>	28

Od Redakcji

W dniu 15 grudnia 1989 r. Prezes Rady Ministrów dokonał zmiany na stanowisku Prezesa Państwowej Agencji Atomistyki: na miejsce dr Mieczysława Sowińskiego powołał prof. dr hab. Romana Żelaznego.

Zgodnie z ustawą „Prawo atomowe”, zmiana na stanowisku Prezesa Agencji oznacza jednocześnie zmianę szefa Państwowego Dozoru Bezpieczeństwa Jądrowego i Ochrony Radiologicznej. W związku z tym, Redakcja Biuletynu Informacyjnego „Bezpieczeństwo jądrowe i ochrona radiologiczna” dziękuje dr Mieczysławowi Sowińskiemu za życzliwe zainteresowanie i pomoc w przygotowaniu i wydaniu pierwszego numeru Biuletynu i wyraża zadowolenie, że Prezes Roman Żelazny okazał nam poparcie i zachęcił nas do kontynuowania naszej pracy wydawniczej.

Prof. dr hab. Roman Żelazny (ur. 1926 r.) z resortem atomistyki związany jest bezpośrednio od 1958 r., kiedy to rozpoczął pracę w Instytucie Badań Jądrowych w Świerku, gdzie zajmował się przez dłuższy czas teorią neutronów i fizyką reaktorową. Cenne wyniki osiągnął w teorii transportu neutronów w reaktorach jądrowych. Rozwinął tę dziedzinę w Polsce. Zorganizował Zakład Teorii Transportu Neutronów i Obliczeń Reaktorowych, a następnie Środowiskowe Centrum Obliczeniowe „CYFRONET”. W 1971 r. został powołany na stanowisko zastępcy dyrektora IBJ d/s Fizyki Techniki Jądrowej. Po wprowadzeniu stanu wojennego zrezygnował z tego stanowiska. W roku 1983 został usunięty ze stanowiska dyrektora SCO CYFRONET za odmowę tzw. weryfikacji pracowników

tego Centrum oraz za protest w sprawie zwolnień związanych z tzw. przekształceniem IBJ. Wielokrotnie był zapraszany do różnych ośrodków naukowych za granicą (USA, Szwajcaria, Anglia, Belgia). W latach 1964–71 był współorganizatorem i kierownikiem ze strony polskiej współpracy między Norwegią, Polską i Jugosławią (NPY) pod auspicjami Międzynarodowej Agencji Energii Atomowej w dziedzinie fizyki reaktorowej. Dwukrotnie przebywał na rocznych stażach w USA: w okresie 1961/62 w Case Institute of Technology, Cleveland, Ohio, pracując w teorii plazmy, a w okresie 1966/67 na Uniwersytecie Michigan w Ann Arbor, Michigan, pracując w teorii transportu neutronów. W roku 1975 oraz 1980 przebywał na dłuższych stażach w CERN, Genewa, Szwajcaria, zajmując się problemami zastosowania komputerów w zarządzaniu oraz problemami projektowania systemów w oparciu o języki wyższego rzędu. W latach 1984–85 pracował na Wolnym Uniwersytecie w Brukseli oraz w Instytucie Badań Termojądrowych EWG (JET) w Wielkiej Brytanii. Od 1985 r. jest konsultantem i głównym wykonawcą kontraktu badawczego między JET a Instytutem Energii Atomowej w Świerku. Przez wiele lat był członkiem a następnie przewodniczącym Zarządu Grupy Fizyki Komputerowej Europejskiego Towarzystwa Fizycznego. Jest członkiem Rady d/s Atomistyki, członkiem Prezydium Komitetu Fizyki PAN i przewodniczącym Sekcji Fizyki Plazmy tego Komitetu. Pełni funkcję wiceprzewodniczącego Komitetu Badań Jądrowych i Radiacyjnych PAN, jest członkiem Komitetu Informatyki PAN. W okresie 1986–89 był przewodniczącym Rady Załogi IEA.

SPRAWOWANIE DOZORU JĄDROWEGO NAD OBIEKTAMI JĄDROWYMI W POLSCE

Część 1

Wstęp

Zatwierdzona przez Sejm w 1986 r. ustawa „Prawo atomowe” w sposób kompleksowy uregulowała wszystkie aspekty związane z bezpieczeństwem jądrowym. Do tego czasu w Polsce istniał dobrze działający i zorganizowany system ochrony radiologicznej. Od połowy lat pięćdziesiątych do początku lat osiemdziesiątych wydano szereg prze-

pisów i wytycznych dotyczących ochrony radiologicznej. Jednakże, z chwilą podjęcia w 1982 r. decyzji o budowie pierwszej polskiej elektrowni jądrowej, istniejący system ochrony radiologicznej stał się niewystarczający i był już przestarzały. Powołano do życia Państwową Agencję Atomistyki (PAA), której Prezes mianował Pełnomocnika do spraw bezpieczeństwa jądrowego i ochrony radiologicznej. Pełnomocnik ten wydał zbiór tymczasowych wytycznych, dotyczących licencjonowania obiektów jądrowych. W tym czasie prace nad projektem ustawy „Prawo atomowe” były już bardzo zaawansowane, a w Centralnym Laboratorium Ochrony Radiologicznej (CLOR) utworzono grupę specjalistów, którzy w przyszłości mieli wykonywać zadania dozoru jądrowego. Wydane w 1986 r. „Prawo atomowe” usankcjonowało prowadzoną już *de facto* działalność dozorową w zakresie bezpieczeństwa jądrowego i ochrony radiologicznej, przy czym doświadczenia płynące z tej działalności miały wpływ na ostateczną treść tej ustawy. W ten oto sposób, podjęta z opóźnieniem w stosunku do innych krajów decyzja o rozwoju energetyki jądrowej w Polsce, dała efekty przynajmniej w postaci nowoczesnych rozwiązań prawnych dotyczących bezpieczeństwa jądrowego i ochrony radiologicznej. Na rozwiązania te miały też niemały wpływ wymagania i zalecenia opracowane przez Międzynarodową Agencję Energii Atomowej (MAEA). W ślad za ustawą „Prawo atomowe” wydane zostało rozporządzenie Rady Ministrów w sprawie organizacji, szczegółowych zadań i trybu wykonywania państwowego dozoru bezpieczeństwa jądrowego i ochrony radiologicznej, które ostatecznie uregulowało kwestię dozoru jądrowego.

W poprzednim numerze Biuletynu Informacyjnego omówiono rolę i zadania dozoru jądrowego. Poczynając od niniejszego numeru przedstawione będą działania dozoru jądrowego w odniesieniu do konkretnych obiektów jądrowych.

Uprawnienia dozoru jądrowego

Dla umożliwienia efektywnego wypełniania swych zadań dozór jądrowy posiada między innymi uprawnienia do:

- komunikowania się bezpośrednio z instytucjami państwowymi wyższego szczebla w przypadkach, w których uzna on taki kontakt za niezbędny;

- współpracy z innymi instytucjami państwowymi, odpowiedzialnymi za takie dziedziny, jak: bezpieczeństwo techniczne, inspekcję sanitarną, ochronę środowiska, bezpieczeństwo publiczne, itp.;
- żądania i uzyskiwania od instytucji państwowych (i innych) takich dokumentów i opinii jakie mogą być niezbędne z punktu widzenia bezpieczeństwa jądrowego i ochrony radiologicznej;
- kontaktowania się z zagranicznymi organami dozoru jądrowego oraz odpowiednimi organizacjami międzynarodowymi;
- dostępu o dowolnej porze do każdego obiektu jądrowego na terenie kraju;
- wydawania obowiązujących zaleceń posiadaczom zezwoleń lub ubiegającym się o nie, gdy jest to niezbędne z punktu widzenia bezpieczeństwa jądrowego i ochrony radiologicznej.

Należy podkreślić, że wszelkie działania dozoru jądrowego wynikające z jego zadań, odnoszą się do całego obiektu jądrowego, a nie do poszczególnych urządzeń. Zezwolenia dozoru jądrowego dotyczą poszczególnych faz procesu licencjonowania (lokalizacja, budowa, itp), a nie dopuszczenia poszczególnych urządzeń czy układów. Wynika to z ustawy powołującej dozór jądrowy: jej intencją było zapewnienie państwowego nadzoru i kontroli nad nowym zagrożeniem, związanym z wprowadzaniem nowych technologii, które w sytuacjach awaryjnych mogą wiązać się z narażeniem na promieniowanie jonizujące pracowników i okolicznej ludności oraz na skażenie gleby, powietrza, wód i produktów żywnościowych. Nadzór ten nie dotyczy żadnego z bardziej konwencjonalnych zagrożeń, towarzyszących przedsięwzięciom przemysłowym.

Organizacja dozoru jądrowego

Schemat organizacyjno-funkcyjny wykonywania zadań państwowego dozoru bezpieczeństwa jądrowego i ochrony radiologicznej został przedstawiony na rys. 1. Największym wydziałem Inspektoratu, spełniającym większość zadań dozorowych związanych z obiektami jądrowymi, jest Wydział Obiektów Jądrowych. Pracuje w nim 13 inspektorów, w tym jeden inspektor-rezydent w elektrowni jądrowej Żarnowiec w budowie. Praca Wydziału polega przede wszystkim na:

- dokonywaniu przeglądów i oceny dokumentacji bezpieczeństwa jądrowego, przesyłanej zarówno przy wnioskach o wydanie zezwolenia na różne etapy procesu licencjonowania obiektów jądrowych jak i niezależnie od nich, a związanej z realizacją warunków zezwoleń, zaleceń pokontrolnych lub też z incydentami jakie miały miejsce w obiektach jądrowych;
- przygotowywaniu projektów zezwoleń;
- organizowaniu i przeprowadzaniu inspekcji dozoru jądrowego;
- konsultacjach w zakresie bezpieczeństwa jądrowego i ochrony radiologicznej;
- opiniowaniu przepisów i norm opracowywanych w Inspektoracie.

W wielu przypadkach w ocenie dokumentacji, opiniowaniu przepisów oraz w udziale w kontrolach dozoru jądrowemu pomagają specjaliści CLOR. Również jeden cały zakład CLOR jest nastawiony na bezpośrednią pracę na rzecz dozoru jądrowego, a mianowicie — na przeprowadzanie obliczeniowych analiz bezpieczeństwa jądrowego i ochrony radiologicznej dla dozorowanych obiektów jądrowych.

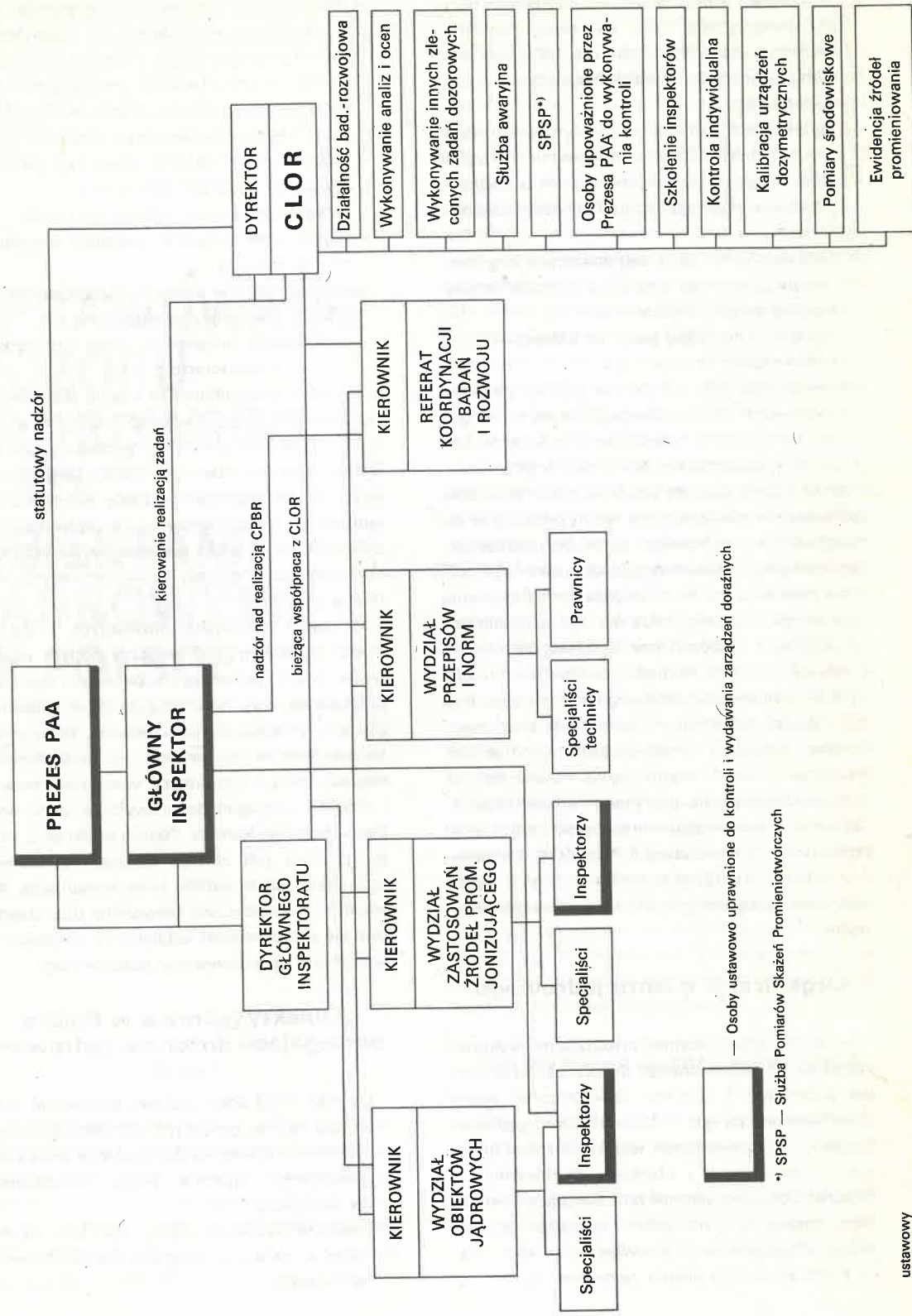
W czasie konsultacji, udzielanych w siedzibie dozoru jądrowego lub podczas pobytu pracowników dozoru jądrowego w obiektach jądrowych, przekazywane są informacje na temat działalności dozoru i procesu licencjonowania, dokumentacji bezpieczeństwa wymaganej na poszczególnych etapach, celu i interpretacji warunków zezwoleń i różnych wymagań dozorowych, a także wyjaśniane wątpliwe kwestie. Należy podkreślić, że dozór jądrowy jest zawsze otwarty na udzielanie konsultacji: są to jednak tylko konsultacje, a nie wspólne z posiadaczem zezwolenia (lub ubiegającym się o zezwolenie) ustalanie konkretnych rozwiązań lub opracowywanie dokumentacji.

Obiekty jądrowe w Polsce, podlegające dozorowi jądrowemu

Do roku 1989 dozór jądrowy sprawował nadzór i kontrolę nad następującymi obiektami jądrowymi:

- elektrownia jądrowa Żarnowiec w budowie;
- elektrownia jądrowa Warta, zlokalizowana w Klempiczu;
- reaktory badawcze EWA, MARIA i AGATA, eksploatowane w Instytucie Energii Atomowej w Świerku;

Rys. 1. SCHEMAT ORGANIZACYJNO-FUNKCJONALNY WYKONYWANIA ZADAŃ PAŃSTWOWEGO DOZORU BJOR



— Osoby ustawowo uprawnione do kontroli i wydawania zarządzeń doradczych

* SPSP — Służba Pomiarów Skazań Promieniotwórczych

ustawowy nadzór inspektorski

— obiekty i urzędnicy jądrowe, współpracujące z reaktorami badawczymi w Instytucie Energii Atomowej w Świerku.

Elektrownia jądrowa Żarnowiec

W tej części artykułu przedstawione zostaną doświadczenia ze sprawowania dozoru jądrowego nad elektrownią jądrową Żarnowiec w budowie. Doświadczenia z innych obiektów oraz z nadzorowania zastosowań źródeł promieniowania jonizującego zostaną omówione w kolejnych numerach Biuletynu Informacyjnego.

Jak już wspomniano, decyzja o budowie elektrowni jądrowej Żarnowiec została podjęta przed wydaniem ustawy „Prawo atomowe”. Dlatego też przegląd i ocena odpowiedniej dokumentacji bezpieczeństwa dotyczącej lokalizacji tej elektrowni były przeprowadzone w CLOR. Opracowane przez inwestora wytyczne dla systemu zapewnienia jakości budowy zostały ocenione w PAA i zatwierdzone przez Prezesa PAA. W CLOR określony został zakres dokumentacji bezpieczeństwa, wymaganej przy wniosku o zezwolenie na budowę.

W 1985 roku, po przeglądzie i ocenie przedłożonej dokumentacji bezpieczeństwa, stwierdzono w niej wiele niedociągnięć i zażądano dodatkowych informacji, analiz oraz wyjaśnień. Po ich przedstawieniu przez inwestora — w CLOR przygotowany został projekt zezwolenia na budowę. Na tej podstawie 11.11.1985 r. Prezes PAA wydał zezwolenie w zakresie bezpieczeństwa jądrowego i ochrony radiologicznej na budowę elektrowni jądrowej Żarnowiec. Zezwolenie to, zgodnie z sugestiami CLOR, zaopatrzone zostało w wiele szczegółowych warunków i wymagań. Dotyczyły one głównie:

- modyfikacji programów zapewnienia jakości;
- dodatkowych opisów technicznych;
- dodatkowych analiz bezpieczeństwa.

Określono także terminy ich realizacji. Natomiast w przypadku wszelkich incydentów podczas budowy lub zmian projektowych, wymagane jest natychmiastowe powiadomienie o nich dozoru jądrowego.

Sprecyzowane warunki i wymagania dołączone do zezwolenia na budowę stanowią środek kontrolowania całego procesu budowy, aż do momentu załadunku paliwa. Dlatego też, w miarę postępu budowy z jednej strony oraz realizacji warunków.

terminowych z drugiej, muszą one ulegać zmianom. Powodem dołączenia nowych, dodatkowych warunków może być również zastrzeżenie wymagań dozoru jądrowego.

Od momentu wydania zezwolenia na budowę elektrowni jądrowej Żarnowiec sprawowanie dozoru jądrowego nad tym obiektem polegało przede wszystkim na:

- kontrolowaniu przestrzegania i realizacji warunków zezwolenia;
- kontrolowaniu wdrażania i efektywności działania Programu Zapewnienia Jakości Budowy;
- analizowaniu i opiniowaniu przedkładanej dodatkowo, w czasie budowy, dokumentacji związanej z bezpieczeństwem jądrowym i ochroną radiologiczną;
- udziale w kontrolach rewizyjnych dotyczących wdrażania programów zapewnienia jakości u głównych kontrahentów inwestora, a mianowicie: Generalnego Projektanta, Generalnego Dostawcy i Generalnego Wykonawcy.

Rocznie przeprowadzano 10–12 inspekcji, trwających od jednego do trzech dni. Wszystkie dotychczasowe inspekcje były zapowiadane i przeprowadzane zgodnie z programem dostarczonym inwestorowi wcześniej. Protokoły z kontroli, zawierające zalecenia pokontrolne, przekazywane są inwestorowi, a kopie są przesyłane do Prezesa PAA.

W czasie kontroli dozór jądrowy interesuje się wszelkimi zagadnieniami, które mogą mieć wpływ na bezpieczeństwo jądrowe i ochronę radiologiczną. Na obecnym etapie budowy dotyczy to głównie jakości robót budowlano-montażowych (w tym: badania geologiczne, układanie betonu, prace spawalnicze, kwalifikacje personelu, itp.). Oczywiście potrzebni są do tego specjaliści różnych branż. Dozór jądrowy, w sytuacjach gdy nie ma takich specjalistów wśród swych inspektorów lub wśród pracowników CLOR, korzysta z usług ekspertów zewnętrznych.

Ważniejsze stwierdzenia kontroli (odnosi się to do wszystkich obiektów jądrowych) są zamieszczane w corocznym raporcie o stanie bezpieczeństwa jądrowego i ochrony radiologicznej, przedkładanym przez Prezesa PAA w Sejmie.

W 1988 r. uznano, że postęp robót na budowie uzasadnia skierowanie do Żarnowca inspektora-rezydenta. Pozostaje on w ścisłym kontakcie z inspektoratem, co umożliwia pełniejsze nadzorowanie procesu budowy.

Państwowy Dozór Bezpieczeństwa Jądrowego i Ochrony Radiologicznej przywiązuje dużą wagę do zapewnienia jakości obiektów jądrowych, dlatego też zamierzamy zaprezentować Państwu cykl artykułów związanych z tą tematyką; wprowadzeniem do niej jest artykuł zamieszczony niżej. W następnych numerach Biuletynu przedstawimy m.in.: podejście do problematyki zapewnienia jakości w naszym kraju w ciągu całego okresu życia obiektu jądrowego, dozorową kontrolę wdrożenia programów zapewnienia jakości oraz informacje o ostatnich dokumentach Międzynarodowej Agencji Energii Atomowej związanych z zapewnieniem jakości.

J. Włodarski

ZAPEWNIENIE JAKOŚCI OBIEKTÓW JĄDROWYCH

Wstęp

Jakość w kategoriach technicznych rozumiana jest zazwyczaj jako zespół cech wyrobu, które wpływają na zdolność zaspokajania określonych potrzeb. Jest to definicja ogólna, ale może właśnie dlatego dość uniwersalna i wciąż aktualna. Niemniej w wielu dziedzinach techniki, w których jakość ma szczególne znaczenie, ewolucji uległo podejście do **zapewnienia** uzyskania i utrzymania **jakości**. Dotyczy to między innymi energetyki jądrowej. Ze względu na złożoność obiektów jądrowych, konieczność zminimalizowania potencjalnego zagrożenia, a także kosztów związanych ze skutkami przestojów i awarii, podejście do zagadnień osiągnięcia jakości doprowadziło do utworzenia nowej filozofii dotyczącej zapewnienia jakości. Zapewnienie jakości jest w tym przypadku rozumiane jako planowe i systematyczne działania, konieczne do utwierdzenia się w przekonaniu, że materiał, urządzenie, instalacja, konstrukcja (zwane dalej elementami) lub usługa będzie spełniała ustalone wymagania. Tymi planowymi i systematycznymi działaniami powinny

zostać objęte wszelkie prace i czynności, które mają wpływ na bezpieczeństwo jądrowe i ochronę radiologiczną, jak również powinny one dotyczyć wpływających na nie systemów, urządzeń, budowli i usług, przeznaczonych dla obiektu jądrowego.

Za działania mające wpływ na jakość obiektu jądrowego, a tym samym także na bezpieczeństwo jądrowe, uważa się zazwyczaj projektowanie, zakup, wytwarzanie, transport, składowanie, czyszczenie, budowę i montaż, próby, rozruch, eksploatację, utrzymanie ruchu i remonty, przeładunek paliwa, modyfikacje oraz wycofanie z eksploatacji. Należy pokreślić, że zapewnieniem jakości mogą też być objęte inne niż wymienione wyżej rodzaje działalności. Identyfikacja elementów, które powinny być objęte zapewnieniem jakości, może być realizowana z różnych punktów widzenia. Jednakże dla organizacji takich jak dozór jądrowy najważniejsza jest klasyfikacja elementów z punktu widzenia spełnianych przez nie funkcji bezpieczeństwa. W dalszej części tego artykułu omówione zostanie podejście reprezentowane w Programie NUSS Międzynarodowej Agencji Atomowej (MAEA).

Opisem wspomnianych działań, prowadzonych w celu spełnienia wymagań związanych z zapewnieniem jakości, jest Program Zapewnienia Jakości (PZJ). Program taki musi zagwarantować konsekwentne i rzetelne prowadzenie wszelkiej działalności wpływającej na jakość, łącząc z weryfikacją prawidłowego wykonania każdego zadania i wdrożeniem ewentualnych działań korygujących. Inaczej mówiąc, PZJ powinien odpowiadać na następujące pytania:

- jaka jakość jest wymagana?
- jak sprawdzić, że została ona osiągnięta?
- jak korygować ewentualne błędy?
- jak wykazać, że jakość została osiągnięta?

Ustanowienie i wdrożenie PZJ dla obiektu jądrowego jest zagadnieniem wielce istotnym. Jednakże należy pamiętać, że odpowiedzialność za osiągnięcie odpowiedniej jakości wykonania konkretnego zadania (np. w projektowaniu, produkcji, rozruchu, eksploatacji, itp.) spoczywa zawsze na wykonawcach tego zadania, a nie na sprawdzających osiągnięcie jakości.

Podejście do zapewnienia jakości

Działalność w dziedzinie zapewnienia jakości może polegać na:

- zagwarantowaniu, że odpowiedni PZJ został ustanowiony i jest skutecznie realizowany;
- lub na weryfikacji, że zadania zostały prawidłowo wykonane.

W zależności od tego, które działania przeważają, można wyróżnić dwa podejścia do zapewnienia jakości:

- systemowe zapewnienie jakości;
- zapewnienie jakości odniesione do urządzeń.

W pierwszym przypadku nacisk położony jest na wstępnie ustalone wymagania zapewnienia jakości, obligujące jednostkę odpowiedzialną za budowę lub eksploatację elektrowni (posiadacza zezwolenia) i jej kontrahentów do planowania i dokumentowania wykonywanych przez nich prac w usystematyzowany sposób. W podejściu tym uważa się, że powtarzanie na dużą skalę prób i badań przeprowadzonych przez posiadacza zezwolenia nie jest konieczne, ponieważ uznaje się, że odpowiedni poziom zapewnienia jakości można osiągnąć stosując inne techniki, na przykład przegląd dokumentacji i bezpośredni dozór prób i badań w połączeniu z innymi działaniami dozorowymi. Tak więc rola dozoru jądrowego sprowadza się w tym przypadku do weryfikowania spełniania przez posiadacza zezwolenia wynikających z jego PZJ zadań.

W drugim przypadku nacisk położony jest na szczegółową weryfikację (na drodze inspekcji i badań) zgodności z wcześniej określonymi wymaganiami jakościowymi urządzenia, pracy lub usługi. Wielokrotnie wykonywane inspekcje i badania są prowa-

dziane przez producentów, dostawców lub posiadacza zezwolenia oraz przez niezależną organizację kontrolującą. Organizacja ta, działająca w imieniu dozoru jądrowego, weryfikuje poprawność i efektywność inspekcji oraz badań przeprowadzanych przez producentów, dostawców i posiadacza zezwolenia; przeprowadza także niezależne badania.

Systemowe zapewnienie jakości bierze się ze sporego ryzyka, że wszystkie uchybienia jakościowe wyrobu są skutkiem błędów ludzkich. Skoro więc źródłem błędów jest człowiek a nie wyrób, to właściwą drogą jest eliminowanie błędów popełnionych przez człowieka, a nie badanie przedmiotu w którym można znaleźć jedynie skutki ludzkich błędów. Starania o jakość powinny się więc toczyć w sferach organizacji i zarządzania. Przyjęło się uważać, że ten sposób podejścia do zapewnienia jakości występuje w Stanach Zjednoczonych. Zapewnienie jakości odniesione do urządzeń występuje głównie w RFN, gdzie wykazanie spełnienia wymagań zapewnienia jakości jest silnie oparte na systemie niezależnych przeglądów i inspekcji ukierunkowanych na układy i urządzenia. Dozór jądrowy w RFN polega w bardzo dużym stopniu na wynikach tych niezależnych weryfikacji, dlatego też formalne wymagania zapewnienia jakości nie odgrywają tam takiej roli, jak w innych krajach. Zachodnio-niemiecki typ podejścia do zapewnienia jakości podparty jest dobrą wiedzą techniczną personelu dozoru jądrowego oraz niezależnych ekspertów i inspektorów. Możliwość podwyższenia jakości wyrobu upatruje się tam głównie w doskonaleniu procesu wytwarzania poprzez eliminację uchybień ujawnionych w czasie kontroli i badań. Program Zapewnienia Jakości posiadacza zezwolenia uważany jest w RFN w znacznym stopniu za jego wewnętrzną sprawę. Jest on weryfikowany przez dozór jądrowy tylko w przypadku, gdy zaistnieją poważne problemy z jakością.

Zapewnienie jakości w dokumentach MAEA

Problemy krajów przystępujących do budowy elektrowni jądrowych, skłoniły MAEA do przygotowania programu zapewniającego poradnictwo w zakresie bezpieczeństwa jądrowego. Program ten nazwano Programem Norm Bezpieczeństwa Jądrowego (Nuclear Safety Standards Programme — NUSS).

W serii dotyczącej zapewnienia jakości opracowano następujące dokumenty:

- 50-C-QA Zapewnienie jakości w celu bezpiecznej pracy EJ;
- 50-SG-QA1 Przygotowanie programu zapewnienia jakości dla EJ;
- 50-SG-QA2 System dokumentów zapewnienia jakości dla EJ;

- 50-SG-QA3 Zapewnienie jakości w procesie zamawiania przedmiotów i usług dla EJ;
- 50-SG-QA4 Zapewnienie jakości podczas budowy EJ;
- 50-SG-QA5 Zapewnienie jakości podczas eksploatacji EJ;
- 50-SG-QA6 Zapewnienie jakości w projektowaniu EJ;
- 50-SG-QA7 Organizacja zapewnienia jakości dla EJ;
- 50-SG-QA8 Zapewnienie jakości w produkcji przedmiotów dla EJ;
- 50-SG-QA10 Kontrole rewizyjne zapewnienia jakości dla EJ;
- 50-SG-QA11 Zapewnienie jakości w produkcji paliwa i koszułek paliwowych dla EJ;

Sformułowane w dokumentach Programu NUSS wymagania dotyczące zapewnienia jakości odnoszą się zarówno do dozoru jądrowego jak i wnioskodawcy lub posiadacza zezwolenia. Niektóre zadania i funkcje dozoru jądrowego wiążą się z zapewnieniem jakości, co wymaga odpowiedniego uwzględnienia w jego strukturze, organizacji i doborze personelu. Od wnioskodawcy, posiadacza zezwolenia wymaga się, aby przed przystąpieniem do prac opracował i przedłożył dozorowi jądrowemu Program Zapewnienia Jakości. Program musi udowodnić, że wszystkie działania podczas projektowania, budowy, rozruchu i eksploatacji będą prowadzone zgodnie z odpowiednimi wymaganiami i normami. W zależności od systemu organizacyjnego w jakim realizowana jest elektrownia, także główni kontrahenci posiadacza zezwolenia powinni dysponować Programami Zapewnienia Jakości, obejmującymi ich zakres pracy. Niżej podano podstawowe kryteria, jakie powinny być uwzględnione w PZJ. W zależności od etapu, realizacji, (budowa, eksploatacja, itp.) i w zależności od tego, którego z realizatorów elektrowni Program ten dotyczy, elementy te powinny być opracowane z różną szczegółowością i odgrywać różną rolę.

— Organizacja

Powinna zostać stworzona i udokumentowana struktura organizacyjna z jasno określonymi zakresami funkcyjnej odpowiedzialności, poziomami kompetencji, a także sieć wewnętrznego i zewnętrznego obiegu informacji dla potrzeb zarządzania, kierowania i wdrożenia PZJ. Jednostka organizacyjna, zajmująca się nadzorowaniem stosowania i wdrożeniem PZJ, powinna być niezależna od innych jednostek organizacyjnych i podporządkowana bezpośrednio dyrektorowi naczelnemu instytucji.

— Kontrola dokumentów

Sporządzanie, opiniowanie, zatwierdzanie i wydawanie dokumentów o istotnym znaczeniu dla wykonania i weryfikacji prac (np. instrukcji, procedur, itp.)

powinno być kontrolowane; powinien być także ustanowiony system wprowadzania tych dokumentów do stosowania, a zmiany dokumentów powinny być poddawane opiniowaniu i zatwierdzaniu zgodnie z ustalonymi procedurami.

— Kontrola projektowania

Powinny zostać ustanowione przedsięwzięcia kontrolne, mające na celu zapewnienie, że wymagania dotyczące projektu (wymagania dozoru jądrowego, założenia projektowe, przepisy i normy) są prawidłowo wprowadzane. Powiązania zewnętrzne i wewnętrzne między organizacjami i jednostkami wykonującymi projekty powinny być określone w formie pisemnej. Przedsięwzięcia kontroli projektowania powinny zapewniać weryfikację prawidłowości projektu za pomocą ocen i opiniowania projektu (przez osoby inne niż autorzy projektu).

— Kontrola zamówień

Ustanowione powinny być przedsięwzięcia zapewniające, że wszelkie wymagania konieczne do zapewnienia odpowiedniej jakości będą zamieszczone w dokumentach zamówień dotyczących przedmiotów lub/i usług. Dostawcy przedmiotów lub/i usług powinni zostać poddani odpowiedniej ocenie przed ułożeniem u nich zamówienia.

Nabyte przedmioty i usługi powinny być poddane kontroli w celu zapewnienia ich zgodności z dokumentami zamówień.

— Kontrola elementów

Powinny być ustanowione przedsięwzięcia zapewniające pełną identyfikację elementów w procesie produkcji, montażu i użytkowania.

— Kontrola procesów

Wpływające na jakość procesy stosowane w projektowaniu, budowie, produkcji, próbach, rozruchu i eksploatacji powinny być kontrolowane zgodnie z określonymi wymaganiami. Należy zadbać o to, aby były one wykonane przez odpowiednio wykwalifikowany personel przy zastosowaniu wymaganych procedur i urządzeń.

— Kontrola prób i badań

W celu weryfikacji zgodności postępowania z instrukcjami, procedurami, i innymi ustalonymi dokumentami należy ustanowić program i zakres kontroli przedmiotów, usług i działalności wpływających na jakość. We właściwych dokumentach należy wskazać „punkty zatrzymania” poza którymi praca nie może być kontynuowana bez uzyskania stosownego zatwierdzenia.

Powinien zostać opracowany program prób w celu określenia, wykonania i udokumentowania wszystkich prób wymaganych dla wykazania, że konstrukcje, systemy i komponenty będą działać zadowalająco w eksploatacji.

— Kontrola uchybień jakości

Powinny zostać podjęte przedsięwzięcia zapobiegające pomyłkowemu użyciu lub zainstalowaniu przedmiotów nie odpowiadających wymaganiom. Kontrola nad przedmiotami z uchybieniami jakości powinna być zapewniona przez odpowiednie ich znakowanie lub/i fizyczną separację.

— Działania korygujące

Program zapewnienia jakości powinien zawierać odpowiednie procedury gwarantujące podjęcie działań mających na celu zidentyfikowanie i korektę uchybień jakości. W poważnych przypadkach niewłaściwej jakości program winien zapewnić określenie przyczyn takiego stanu oraz podjęcie działań korygujących, zapobiegających jego powtórzeniu.

— Dokumenty jakości

Powinien zostać ustanowiony system dokumentowania jakości w oparciu o obiektywne świadectwa jakości, obejmujące wyniki opiniowania, kontroli, prób, bieżącego sprawdzania wykonawstwa prac, analiz materiałów i in. System ten wymaga utrzymania odpowiedniej liczby dokumentów w celu stworzenia świadectwa działalności wpływającej na jakość i opisanie wyjściowych warunków przedeksplatacyjnych. System powinien zapewniać identyfikację, gromadzenie, rejestrowanie, przechowywanie i dysponowanie dokumentami jakości.

— Kontrole rewizyjne

Efektywność i wdrożenie PZJ powinny być weryfikowane i podlegać ocenie. W tym celu powinien zostać zorganizowany system planowych wewnętrznych i zewnętrznych kontroli rewizyjnych.

Podejście do zapewnienia jakości proponowane w serii dokumentów MAEA jest bliższe systemowemu zapewnieniu jakości. Uważa się że odpowiada ono bardziej potrzebom i możliwościom krajów rozpoczynających wdrażanie energetyki jądrowej, gdzie często zasadniczym problemem jest pozyskanie kompetentnego i wysoko wykwalifikowanego personelu niezależnych organizacji kontrolnych. Podejście to uważane jest także za mniej kosztowne.

W dokumentach Programu NUSS podano także ogólne zasady i kryteria klasyfikacji urządzeń, systemów i budowli elektrowni jądrowej z punktu widzenia bezpieczeństwa jądrowego i ochrony radiologicznej. Określono 20 funkcji bezpieczeństwa i pogrupowano wypełniające je urządzenia, systemy i budowle w cztery klasy bezpieczeństwa, przy czym do klasy I zaliczono najistotniejsze elementy.

Kryteria związane z bezpieczeństwem jądrowym odgrywają istotną rolę w ustalaniu zakresu stosowanych w odniesieniu do konkretnych urządzeń, systemów i budowli wymagań zapewnienia jakości, niemniej nie są to kryteria jedyne. MAEA podjęła próbę opracowania wytycznych dotyczących różnicowania wymagań zapewnienia jakości, uwzględniających różne aspekty tego zagadnienia. Będzie to tematem jednego z następných artykułów.

Dozór jądrowy w Polsce określił w stosunku do istniejących w naszym kraju obiektów jądrowych wymagania dotyczące stosowania zapewnienia jakości; ze względu na brak krajowych przepisów w tej dziedzinie oparł się na wymaganiach i zaleceniach MAEA.

W. Dąbek, A. Pawlak

PRZYCZYNEK DO SEJSMICZNOŚCI TERENU LOKALIZACJI EJ ŻARNOWIEC

Wśród wielu naturalnych właściwości terenu wpływających na ocenę jego przydatności dla lokalizacji obiektów jądrowych, a w szczególności elektrowni jądrowych, do najważniejszych należy jego sejsmiczność, czyli częstość trzęsień ziemi występujących na danym obszarze. Dlatego też ostateczne podjęcie decyzji o wyborze lokalizacji poprzedzone jest rozległymi badaniami i analizami aktywności sejsmicznej terenu potencjalnej lokalizacji. Mimo, że obecnie nie można przewidzieć dokładnie intensywności i czasu wystąpienia trzęsienia ziemi, to jednakże opierając się na badaniach terenu, aktualnym stanie wiedzy i danych historycznych o trzęsieniach ziemi jakie wystąpiły na rozpatrywanym obszarze, możliwa jest i szeroko stosowana prognostyczna ocena sejsmiczności wg danych statystycznych. Wyraża się ona określeniem dla konkretnej lokalizacji wartości dwóch parametrów: intensywności projektowego trzęsienia ziemi (ta-

kiego, które może wystąpić co najmniej raz w okresie eksploatacji elektrowni jądrowej) oraz intensywności maksymalnego obliczonego trzęsienia ziemi (zakłada się, że może ono wystąpić jeden raz w ciągu 10000 lat). Wartości tych parametrów stanowią projektowe założenia wynikające ze zdarzeń zewnętrznych i są one uwzględniane w projekcie całości lub części elektrowni jądrowej. Oznacza to, że wystąpienie na terenie lokalizacji projektowego trzęsienia ziemi (lub mniejszego), nie będzie miało żadnego wpływu na bezpieczną eksploatację elektrowni jądrowej, gdyż na takie trzęsienie musi ona być zaprojektowana. W przypadku wystąpienia maksymalnego obliczonego trzęsienia ziemi dopuszcza się zniszczenie niektórych systemów elektrowni. Jednakże musi ona być zaprojektowana również tak, aby nawet wtedy było możliwe bezpieczne jej wyłączenie.

Metoda oceny projektowych zdarzeń spowodowanych przez siły przyrody i uwzględnianie wynikających z nich założeń projektowych stosowana jest na całym świecie. Skuteczność tej metody potwierdziło trzęsienie ziemi jakie miało miejsce 17 października 1989 r. w zachodniej części Stanów Zjednoczonych. Epicentrum trzęsienia ziemi o sile 6.9 st. w dziewięciostopniowej skali Richtera znajdowało się na 37 st. 1.8' N i 121 st. 52.1' W. W pobliżu uskoku św. Andrzeja 16 km na północny wschód od Santa Cruz. Trzęsienie wystąpiło około godz. 17.00, trwało kilkanaście sekund i wyrządziło wiele szkód w rejonie zatoki San Francisco. Wśród najważniejszych wymieniano: zamknięcie w wyniku doznanych uszkodzeń mostu przez zatokę San Francisco, zamknięcie w celu dokonania inspekcji mostu San Mateo, pożary w San Francisco. Berkeley i Oakland oraz przerwy w dostawach energii elektrycznej, ogromne zniszczenia w północnych dzielnicach San Francisco, przerwanie nadawania audycji przez wiele stacji radiowych. Wreszcie w wyniku trzęsienia ziemi zginęło kilkadziesiąt osób.

W zasięgu trzęsienia ziemi znajdowało się również 6 obiektów jądrowych: 2 elektrownie jądrowe i 4 reaktory doświadczalne lub badawcze. Biuro Regionu V Amerykańskiej Komisji Dozoru Jądrowego (NRC) stwierdziło, że:

— EJ Diablo Canyon ogłosiła wydarzenie nadzwyczajne (alert na terenie elektrowni) o godz. 17.03. W tym czasie blok nr 1 był wyłączony w celu dokonania przeładunku paliwa, a blok 2 był eksploatowany na pełnej mocy i nie został zatrzymany. Przeprowadzono inspekcje obiektów oraz urządzeń elektrowni i nie stwierdzono żadnych uszkodzeń.

— EJ Rancho Seco, około 136 km od epicentrum, została zatrzymana; nie wykryto żadnych widocznych uszkodzeń.

— Reaktor doświadczalny — General Test Reactor (NTR), około 48 km od epicentrum; był eksploatowany. Reakcją na trzęsienie ziemi było wyłączenie reaktora. Wstępna inspekcja nie wykryła żadnych uszkodzeń.

— W Humboldt Bay odczuto trzęsienie, ale obiekt nie doznał żadnych uszkodzeń.

— Reaktor badawczy — Berkeley Triga Reactor, około 90 km od epicentrum. Wcześniej dokonano wyładunku paliwa z reaktora. Biuro Regionu V nie było w stanie skontaktować się z posiadaczem licencji.

— Reaktor doświadczalny — Aërotest Triga Reactor, około 69 km od epicentrum; w chwili wystąpienia trzęsienia ziemi reaktor został zatrzymany, lecz wstępna inspekcja nie wykryła żadnych uszkodzeń.

Komisja Dozoru Jądrowego powiadomiła również władze stanu Kalifornia, w tym Biuro Służb Awaryjnych, że żaden z reaktorów znajdujących się w rejonie dotkniętym trzęsieniem ziemi nie doznał uszkodzeń. Taka też informacja przekazana została przez NRC do MAEA w Wiedniu.

Dane o reakcji obiektów jądrowych na trzęsienie ziemi zaczerpnięte zostały z komunikatu przekazanego 19 października 1989 r. o godz. 11.58 GMT bezpośrednio z MAEA do punktu kontaktowego w Centralnym Laboratorium Ochrony Radiologicznej, działającego w ramach międzynarodowej konwencji o wzajemnym informowaniu się o awariach jądrowych.

W wyniku badań i analizy warunków sejsmicznych terenu lokalizacji EJ Żarnowiec, wykonanych między innymi przez Instytut Geofizyki PAN i Przedsiębiorstwo Badań Geofizycznych, otrzymano dla intensywności projektowego i maksymalnego obliczonego trzęsienia ziemi odpowiednio wartości 3 st. i 5 st. w dwunastostopniowej skali intensywności MSK-64 (przy uwzględnieniu lokalnych warunków gruntowych oraz odległości od strefy możliwych ognisk sejsmicznych wynoszącej 130 km). Pozwala to zaliczyć teren tej lokalizacji do obszarów o niskiej sejsmiczności. Poradnik Bezpieczeństwa MAEA No 50-SG-S1 „Trzęsienia ziemi i zagadnienia towarzyszące w odniesieniu do lokalizacji elektrowni jądrowej” stwierdza bowiem, że „jeżeli rezultaty wstępnych analiz wykazują, że na rozpatrywanym obszarze nie istnieje potencjalna możliwość wystąpienia trzęsień ziemi o intensywności większej niż 6 st. w dwunastostopniowej skali MSK-64, wówczas teren taki uważa się za teren o niskiej sejsmiczności i dlatego opisana w podręczniku metodologia analizy sejsmiczności stosowana jest w ograniczonym zakresie i może być zastąpiona innymi metodami”. Oznacza to również,

że wymagania tego podręcznika odnoszą się przede wszystkim do terenów o potencjalnie większej sejsmiczności niż teren lokalizacji EJ Żarnowiec.

Opracowane w Polsce, oparte na wytycznych MAEA, wymagania odnośnie wyboru lokalizacji dla elektrowni jądrowej zawierają kryteria wykluczające, określające właściwości tych terenów, na których zabronione jest lokalizowanie elektrowni jądrowych. Kryterium związane z sejsmicznością stwierdza, że niedopuszczalne jest lokalizowanie elektrowni jądrowej na terenach zagrożonych trzęsieniem ziemi o intensywności 7 st. i wyższej w skali MSK-64.

W latach 1606–1928 na terenach dzisiejszej północnej Polski zanotowano kilkanaście wstrząsów sejsmicznych. Większość z nich zaobserwowano wzdłuż wybrzeży Bałtyku, od Szczecina przez Kamień Pomorski, Kołobrzeg, Koszalin po Łebę. Najsilniejsze wstrząsy zanotowano w 1909 r. między Kołobrzegiem a Koszalinem. Ich intensywność oceniono na około 5.5 st (MSK-64), natomiast kilkakrotnie odczuwane wstrząsy w rejonie Łeby miały intensywność nie przekraczającą 3.5 st. Dla ilustracji przytoczono niżej, za wspomnianym już Poradnikiem Bezpieczeństwa MAEA No 50-SG-S1, obserwowane zjawiska towarzyszą-

ce wstrząsom sejsmicznym o intensywności 5 st. w skali MSK-64:

a) Trzęsienie ziemi jest wyczuwalne wewnątrz budynków przez wszystkich, na zewnątrz przez wielu. Wiele osób budzi się ze snu. Nieliczni mogą wybiec na zewnątrz. Zwierzęta stają się niespokojne. Przez całe budynki przechodzi drżenie. Przedmioty wiszące kołyszą się znacznie. Obrazy uderzają o ściany lub spadają z miejsca zawieszenia. Czasami zatrzymują się zegary wahadłowe. Obiekty niestabilne mogą się przewrócić lub zostać przesunięte. Trzaskają otwarte drzwi i okna. Ciecze wylewają się w małych ilościach z otwartych i wypełnionych po brzegi naczyń. Odczucia wibracji są takie, jak przy upadku ciężkich przedmiotów wewnątrz budynków.

b) Możliwe są nieznaczne uszkodzenia (drobne pęknięcia tynku, odpadnięcia małych kawałków tynku), budynków wiejskich, ceglanych i glinianych.

c) Czasami występują zmiany w przepływie strumieni.

Biorąc więc pod uwagę historyczne zapisy o trzęsieniach ziemi, jak również prace odpowiednich instytucji i organizacji w Polsce i na świecie stwierdzić trzeba, że obszar całej Polski należy do regionów asejsmicznych.

M. Jurkowski

MISJE OSART W OLDBURY I W ŻARNOWCU

Jedną z form pomocy w zakresie zagadnień bezpieczeństwa jądrowego jaką świadczy Międzynarodowa Agencja Energii Atomowej w Wiedniu (MAEA) na rzecz krajów członkowskich tej organizacji, jest wysyłanie do tych krajów na ich życzenie zespołów ekspertów w misjach doradczych. Przedmiotem zainteresowania misji mogą być różne problemy bezpieczeństwa jądrowego. Ciągły rozwój energetyki

jądrowej od ponad trzydziestu lat powoduje, że obecnie pracuje na świecie około 420 bloków jądrowych o łącznej mocy ponad 310 tys. megawatów. Wiele z nich jest już w eksploatacji od kilkunastu lub więcej lat. Zagadnieniem bezpiecznej eksploatacji elektrowni jądrowych poświęca się więc coraz więcej uwagi.

MAEA już w 1982 r. przystąpiła do tworzenia zespołu ekspertów gotowych na życzenie zainteresowanych krajów dokonać przeglądu i oceny bezpieczeństwa eksploatacji elektrowni jądrowych (Operational Safety Review Team — O S A R T). W 1983 r. pierwsza misja OSART została zaproszona do elektrowni jądrowej Ko-Ri w Republice Korei. Od tego czasu do chwili obecnej miało miejsce ponad 40 podobnych misji w ponad 20 krajach, przede wszystkim dla oceny bezpieczeństwa już pracujących elektrowni jądrowych. W kilku przypadkach misje ekspertów zapraszane były do elektrowni jądrowych będących w fazie budowy lub rozruchu w celu oceny prawidłowości realizacji tych faz pod kątem bezpieczeństwa przyszłej eksploatacji wnoszonych lub uruchamianych obiektów (tzw. Pre-OSART).

Celem misji OSART jest niezależna, obiektywna ocena bezpieczeństwa eksploatacji elektrowni jądrowej przyjmująca za poziom odniesienia powszechnie stosowane i uznane w świecie standardy w bada-

nych dziedzinach. Do dziedzin tych należą: zarządzanie, organizacja i administrowanie elektrownią jądrową z uwzględnieniem zapewnienia jakości w eksploatacji, rekrutacja, szkolenie i uprawnianie personelu do pracy na poszczególnych stanowiskach w elektrowni jądrowej, prowadzenie ruchu obiektu, planowanie i prowadzenie konserwacji i remontów, kontrola eksploatacji, badania eksploatacyjne oraz sposób reagowania na ich wyniki, ochrona radiologiczna, zagadnienia chemii w eksploatacji elektrowni jądrowej oraz planowanie i przygotowania na wypadek awarii.

W przypadku misji Pre-OSART analizowane są i oceniane następujące dziedziny: organizacja i zarządzanie, zapewnienie jakości, roboty budowlane, montaż urządzeń i wyposażenia mechanicznego, montaż układów elektrycznych i automatyki, przygotowania do rozruchu, przygotowania do eksploatacji (prowadzenia ruchu obiektu), szkolenie i dopuszczanie do pracy personelu elektrowni jądrowej, ochrona radiologiczna i planowanie awaryjne.

Prowadzona na terenie elektrowni jądrowej działalność badana jest w każdej z wymienionych wyżej dziedzin przez jednego lub dwóch ekspertów. Zespoły OSART (lub Pre-OSART) liczą więc zazwyczaj od 10 do 15 specjalistów, z których około jedną trzecią stanowi etatowy personel MAEA, posiadający odpowiednie doświadczenie, m.in. z wielu poprzednich misji. Pozwala to na ujednoczenie kryteriów w dokonywaniu ocen i umożliwia porównywanie wyników z różnych misji. Pozostałą część zespołu stanowią eksperci z różnych krajów, dobierani ze względu na znajomość specyfiki badanego obiektu (typu reaktora, dostawcy technologii itp.). Przestrzegana jest zasada, by przynajmniej połowa z nich uczestniczyła już poprzednio w podobnych misjach. Do zespołu OSART wchodzi zazwyczaj od 2 do 4 obserwatorów, dla których udział w misji stanowi doskonałą okazję do bezpośredniego, roboczego wglądu niejako od środka w specyficzne zagadnienia bezpieczeństwa eksploatacji (względnie budowy czy rozruchu) badanej elektrowni jądrowej i gromadzenia cennych doświadczeń.

Typowy przebieg misji OSART

Zorganizowanie misji OSART wymaga skierowania do MAEA formalnego zaproszenia przez odpowiednie agendy rządowe zainteresowanego kraju. Po wstępnym uzgodnieniu w trybie roboczym terminu misji, na kilka miesięcy przed jej rozpoczęciem, przyszedł szef misji z ramienia MAEA odbywa robocze spotkanie na terenie kraju — gospodarza misji, połączone z wizją lokalną obiektu jądrowego, który ma być przedmiotem zainteresowania ekspertów. Na spotkaniu tym ustala się szczegóły organizacyjno-techniczne i warunki finansowe dotyczące przygotowania misji, jej przebiegu i wzajemnych zobowiązań stron. Ustala się także szczegółowo zakres i terminy przekazania do MAEA lub bezpośrednio zaproszo-

nym do udziału w misji ekspertem wstępnej informacji na temat obiektu wg z góry ustalonych wymagań. Obowiązki gospodarza misji pełni zwykle elektrownia jądrowa lub jej jednostka zwierzchnia. Dozór jądrowy informowany jest szczegółowo o wszystkich ustaleniach dotyczących misji, o jej przebiegu i wynikach. Może także pomóc w jej zorganizowaniu, natomiast z zasady w niej nie uczestniczy. Chodzi tu o uniknięcie sytuacji, w której dozór jądrowy, jako instytucja posiadająca dobre rozeznanie w zakresie problemów bezpieczeństwa jądrowego elektrowni, mógłby wpływać na opinię ekspertów OSART-u lub — bezpośrednio uczestnicząc w rozmowach — krępować ich kontrpartnery ze strony elektrowni swobodę przekazywania informacji.

Przed rozpoczęciem misji eksperci mają możliwość przestudiowania przygotowanego przez elektrownię pakietu wstępnych informacji obejmujących opis techniczny obiektu, charakterystyki eksploatacyjne z danymi z ubiegłych lat, dane o strukturze organizacyjnej, wykaz procedur, dane dotyczące programu zapewnienia jakości, programu szkolenia personelu i wymagań dozoru jądrowego, jak również ostatni miesięczny lub roczny raport z eksploatacji. Ekspertom zapoznają się również z opracowanymi przez MAEA wytycznymi na temat sposobu prowadzenia misji, a w pierwszych dwóch dniach trwania misji są intensywnie szkoleni w zakresie wypracowanych dla OSART-u metod prowadzenia procesu przeglądu i oceny bezpieczeństwa elektrowni oraz wymagań stawianych im przez szefa misji. Metody pracy ekspertów sprowadzają się do przeglądu istniejącej w elektrowni dokumentacji, raportów i dzienników zmianowych, wywiadów z personelem elektrowni oraz bieżącej obserwacji działań personelu na poszczególnych stanowiskach pracy. Każdy z ekspertów odpowiedzialnych za poszczególne dziedziny przeglądu ma swego kontrpartnery ze strony elektrowni.

W pierwszym dniu misji, na posiedzeniu zespołu OSART z dyrekcją elektrowni, desygnowanymi do rozmów kontrpartnery, przedstawicielami władz zwierzchnich oraz dozoru jądrowego przedstawione zostają cele misji, określone zadania ekspertów i ich kontrpartnery oraz ustalony szczegółowy harmonogram misji. W kolejnych dniach każdy z ekspertów współpracuje bezpośrednio ze swym kontrpartnery, dokonując przeglądu swojej dziedziny opisanymi już wyżej metodami. Codziennie też obowiązany jest zrelacjonować swoje wyniki szefowi misji oraz kolegom badającym inne dziedziny na popołudniowym posiedzeniu plenarnym ekspertów oraz przedstawić pisemną notatkę na ten temat. Od pierwszego dnia misji obowiązany jest również gromadzić tzw. notatki techniczne dotyczące swojej dziedziny przeglądu, które po coraz pełniejszym opracowaniu, w miarę gromadzenia nowych informacji, będą stanowiły pod koniec trwania misji odpowiedni rozdział końcowego, roboczego raportu szczegółowego o nazwie Technical Notes. Raport ten zawiera opis stanu faktycznego w poszczególnych dziedzinach oraz ewentualne zale-

cenia (recommendations) czy sugestie (suggestions) odnośnie działań mających na celu zwiększenie bezpieczeństwa eksploatacji elektrowni przez usunięcie zaniedbań, czy niedociągnięć lub wprowadzenie lepszych, gdzie indziej sprawdzonych praktyk. W raporcie odnotowane są również wszelkie rozwiązania czy praktyki wpływające w istotnym stopniu pozytywnie na bezpieczeństwo eksploatacyjne, godne polecenia w innych elektrowniach (good practices). Zalecenia dawane są w sytuacjach gdy zastany stan faktyczny niekorzystnie odbiega od powszechnie przyjętych na świecie sprawdzonych w praktyce rozwiązań. Sugestie dotyczą przypadków, w których wprowadzenie spełnione są powszechnie spotykane normy bezpieczeństwa, ale możliwe jest wprowadzenie stosowanych gdzie indziej ulepszeń.

Raport szczegółowy ma charakter poufny. Na końcowym posiedzeniu plenarnym — na którym poszczególne dziedziny omawiane są kolejno przez badających je ekspertów — raport ten otrzymuje kierownictwo elektrowni i dozór jądrowy. Szef misji na podstawie raportu szczegółowego oraz innych zebranych informacji sporządza również w ciągu miesiąca od zakończenia misji raport końcowy (OSART Mission Report), stanowiący oficjalny dokument MAEA, przygotowany dla rządu kraju — gospodarza misji. Raport ten ma charakter poufny do chwili kiedy formalnie i oficjalnie nie zostanie on zwolniony do rozpowszechniania decyzją kraju — gospodarza misji.

Na opublikowanie raportów końcowych decydowała się zdecydowana większość krajów — gospodarzy misji OSART. I tak opublikowane zostały dotychczas raporty z prawie wszystkich misji w latach 1986–1988. Stwierdzone w toku misji praktyki czy rozwiązania pozytywnie wpływające na bezpieczeństwo jądrowe, niezależnie od decyzji kraju — gospodarza, zawsze są rozpowszechniane w publikacjach MAEA.

Każda misja OSART stwarza okazje do bogatej wymiany doświadczeń w zakresie technicznych, organizacyjnych i prawnych aspektów bezpieczeństwa jądrowego i ochrony radiologicznej, daje impulsy do naprawy niedociągnięć i wprowadzania ulepszeń, wspomaga działania podejmowane w tym zakresie przez kierownictwo elektrowni i dozór jądrowy, daje możliwość cennego, bo praktycznego, szkolenia się zaproszonym obserwatorom.

Dotychczas w misjach OSART wzięło udział w charakterze obserwatorów czterech specjalistów z Polski — dwie osoby spośród personelu kierowniczego pionu przygotowania eksploatacji EJ Żarnowiec oraz dwóch inspektorów dozoru jądrowego. Dotyczyło to misji OSART w EJ-Paks w 1988 r. oraz w Oldbury, Gorki i Dukovany w roku 1989, w którym Polska była również gospodarzem misji pre-OSART w EJ-Żarnowiec. Zamieszczone w dalszej części niniejszego artykułu informacje dotyczą misji OSART, w których zaangażowani byli inspektorzy polskiego dozoru jądrowego.

OSART w elektrowni jądrowej Oldbury

Od 3 do 21 lipca 1989 r., na zaproszenie rządu brytyjskiego, przebywała w Oldbury pierwsza w tym kraju misja OSART złożona z 14 ekspertów z: Kanady, RFN, Francji, Węgier, Włoch, Japonii, Pakistanu, Polski, ZSRR, Hiszpanii, USA oraz MAEA w Wiedniu. Ekspertom, w tym dwóch o statusie obserwatorów, pod kierownictwem M. Haydina z Departamentu Bezpieczeństwa Jądrowego MAEA, w ciągu trzech tygodni poddali gruntownemu przeglądowi, analizie i ocenie bezpieczeństwo eksploatacji elektrowni jądrowej Oldbury koło Bristolu, pracującej od 1967 r. Elektrownia ta ma dwa bloki energetyczne z reaktorami o mocy 217 MWe z moderatorem grafitowym, paliwem typu Magnox, chłodzone gazem (CO₂). Rozmowy ekspertów z ich kontrpartnery ze strony elektrowni ukierunkowane były na znalezienie najlepszych rozwiązań dla wszelkich problemów w zakresie bezpieczeństwa jądrowego, jakie wyniknęły w czasie trwania misji. Rozmowy te stanowiły również dobrą okazję do wzajemnej wymiany wiadomości i doświadczeń w tym zakresie.

Ekspertom stwierdzili wysoki poziom bezpieczeństwa jądrowego w eksploatacji EJ-Oldbury oraz bardzo dobre wskaźniki eksploatacyjne w 21-letniej historii tej elektrowni. Niewątpliwym wpływem na uzyskanie takiego stanu miało posiadanie doświadczonego i kompetentnego kierownictwa i załogi, wykonujących swe obowiązki w sposób wysoce profesjonalny. Istotnym czynnikiem było również silne wsparcie dla elektrowni przez brytyjski zarząd energetyki (CEGB), posiadający wyspecjalizowane komórki techniczne, w tym również własnych inspektorów odpowiedzialnych za bezpieczeństwo jądrowe. Działają oni niezależnie od istnienia zewnętrznej w stosunku do CEGB instytucji kontrolującej, tj. państwowego dozoru jądrowego pod nazwą Nuclear Installation Inspectorate (NII). Zagadnienia bezpieczeństwa każdej z podlegających CEGB elektrowni jądrowych są przedmiotem regularnych posiedzeń Komisji Bezpieczeństwa Jądrowego, w których poza kierownictwem elektrowni i specjalistami zarządu uczestniczą również eksperci z zewnątrz. W elektrowni Oldbury realizowany jest program ciągłych ulepszeń w zakresie bezpieczeństwa jądrowego i ochrony radiologicznej, by sprostać zaostającym się wymaganiom. W wielu dziedzinach wprowadzane są nowoczesne techniki — w tym technika komputerowa i robotyka.

Profilaktyka w zakresie konserwacji i remontów stoi na wysokim poziomie. Szeroko wykorzystywane są doświadczenia eksploatacyjne z innych elektrowni podobnego typu (operational feedback). Wzorowo działają służby techniczne na terenie elektrowni, bardzo dobrze zorganizowana jest ochrona radiologiczna i chemia. Obiekt jest dobrze przygotowany na wypadek ewentualnej awarii jądrowej, istnieją szczegółowe plany postępowania awaryjnego, tak wewnątrz jak i na zewnątrz elektrowni, a załoga odbywa w tym okresie regularne szkolenia i ćwiczenia praktyczne.

Niezależnie od ogólnie bardzo pozytywnej oceny

ekspertów OSART, jaką uzyskiwała eksploatacja EJ-Oldbury, dali oni szereg zaleceń mających na celu dalsze polepszenie bezpieczeństwa eksploatacji elektrowni. Zalecili, m.in., wykorzystanie w szerszym zakresie symulatorów nastawni do szkolenia operatorów bloków jądrowych, uaktualnienie dokumentacji, podjęcie działań w kierunku zmniejszenia ilości niezamkniętych zleceń na wykonanie prac remontowo-konserwacyjnych oraz lepszego przystosowania nastawni do przebywania w niej w czasie poważniejszej awarii.

Pre-OSART w EJ-Żarnowiec w budowie

Od 18 września do 2 października 1989 r., na zaproszenie rządu polskiego, przebywał w EJ-Żarnowiec międzynarodowy zespół ekspertów misji Pre-OSART, który przeprowadził przegląd, analizę i ocenę, z punktu widzenia bezpieczeństwa jądrowego i ochrony radiologicznej, procesu budowy oraz przygotowani do rozruchu i eksploatacji tego obiektu.

W misji brało udział 10 ekspertów, w tym dwóch z MAEA oraz po jednym z Finlandii, Hiszpanii, Kanady, RFN, Szwecji, Węgier, Włoch i USA. Misji przewodniczył M. Haydin z Departamentu Bezpieczeństwa Jądrowego MAEA, uprzednio pracownik znanego amerykańskiego instytutu eksploatacji elektrowni jądrowych (INPO) w Atlancie.

Misja przebiegała zgodnie z wypracowanymi dla OSART-ów wytycznymi MAEA. Stosownie do tych wytycznych — dla zapewnienia bezstronności oceny i uwolnienia ekspertów MAEA od sugestii z zewnątrz, jak również dla zapewnienia swobody wypowiedzi specjalistom z EJ-Żarnowiec desygnowanym na kontrpartnerów — obowiązywała zasada oddzielnych rozmów każdego z ekspertów ze swym kontrpartnerem z możliwością przywoływania przez każdą ze stron do rozmów wskazanych przez nią osób. Przedstawiciele dozoru jądrowego na życzenie ekspertów brali udział w rozmowach na temat zarządzania budową w części dotyczącej działań podejmowanych na linii dozór jądrowy — EJ-Żarnowiec w związku z wykonywaniem zadań dozorowych. Uczestniczyli także w rozmowach dotyczących zagadnień ochrony radiologicznej i planowania awaryjnego. Podczas specjalnie zorganizowanej w tym celu prezentacji zespół ekspertów został szczegółowo poinformowany o podstawach prawnych, zakresie obowiązków, uprawnieniach, organizacji i metodach działania dozoru jądrowego w Polsce, ze szczególnym uwzględnieniem procesu licencjonowania EJ-„Ż”.

Ogólna ocena budowy elektrowni jądrowej „Żarnowiec”, dokonana przez zespół ekspertów na podstawie przeprowadzonych rozmów, własnych obserwacji, wizji lokalnych oraz przeglądu dokumentacji, była pozytywna. Takie stanowisko było wyraźnie podkreślone we wszystkich dokumentach misji, takich jak notatki techniczne, wstępny roboczy raport szczegółowy, raport z misji przekazany rządowi polskiemu przez MAEA po jej zakończeniu, oraz w wystąpieniach szefa misji i ekspertów na końcowym pod-

sumowującym wyniki misji posiedzeniu plenarnym w EJ-„Ż”. Ocenę taką zaprezentowali także eksperci podczas spotkań z Lechem Wałęsą, ministrem przemysłu, prezesem PAA, głównym inspektorem dozoru jądrowego, jak również w wywiadach udzielonych przez szefa misji przedstawicielom mass-mediów. Eksperti ocenili, że budowa ta prowadzona jest na wysokim poziomie profesjonalnym, z zachowaniem odpowiednich zasad i praktyk przyjętych na podobnych tego typu budowach na świecie. Dali jednak również wiele zaleceń i sugestii, omówionych niżej, a dotyczących poszczególnych dziedzin dokonanego przeglądu.

Organizacja zarządzania budową przez inwestora i głównych wykonawców, powiązania pomiędzy nimi oraz z dozorem jądrowym, zasady zapewnienia jakości, planowanie budowy — uznano za zadowalające. Istotnym zaleceniem sformułowanim przez ekspertów jest możliwe szybkie podjęcie decyzji w sprawie kontynuacji tej budowy, by przeciwdziałać już obserwowanym skutkom spowolnienia tempa jej realizacji. Utrzymywanie powolnego tempa robót lub ich zatrzymanie na dłuższy okres czasu będzie miało — zdaniem ekspertów — niewątpliwie niekorzystny wpływ na bezpieczeństwo przyszłej eksploatacji ze względu na problemy z zabezpieczeniem już wykonanych budowli, długotrwałym składowaniem dostarczonych na budowę urządzeń i wyposażenia oraz osłabieniem motywacji wykwalifikowanego personelu i ewentualnym jego odejściem. Eksperti sformułowali również, odnośnie zarządzania budową, dalsze zalecenia oraz sugestie o charakterze szczegółowym. Zalecenia dotyczyły zapewnienia odpowiedniego zabezpieczenia przeciwpożarowego przechowywanej dokumentacji oraz usunięcia zauważonych uchybień w zakresie bhp na budowie. Sugestie dotyczyły zwiększenia zakresu kontroli u wytwórców (szczególnie zagranicznych) przez generalnego dostawcę, dokonywania w szerszym zakresie szczegółowych analiz dokumentacji projektowej przez inwestora lub na jego zlecenie, szczególnie — urządzeń lub układów ważnych dla bezpieczeństwa jądrowego, zintensyfikowania prac nad projektem rozruchu i szczegółowymi procedurami rozruchowymi (z odpowiednio dużym zaangażowaniem w te prace przyszłego personelu operacyjnego) oraz zwiększenia zakresu i kompletności dokumentacji dostarczanej dozorowi jądrowemu.

Zapewnienie jakości uzyskało wysoką ocenę ekspertów. Budowa postępuje stosunkowo wolno, ale jakość wykonywanych prac jest dobra i odpowiada światowym wymaganiom. Personel doskonale rozumie ważność zasad zalecanych w tym względzie przez MAEA. Oceniono, że zarówno ogólny program zapewnienia jakości budowy jak i poszczególne programy zapewnienia jakości inwestora, generalnego projektanta, dostawcy i wykonawcy, zostały przygotowane w sposób wysoce profesjonalny. Podkreślono, że pomimo małego zakresu wykonywanych obecnie na budowie prac, zaobserwowano wysoki stopień wdrożenia tych programów. Sugerowano podejmowanie nie tylko

działań naprawczych w stosunku do ujawnionych uchybień jakości, ale także działań korygujących program zapewnienia jakości, zapobiegających powtarzaniu się podobnych uchybień. Zwrócono uwagę na konieczność właściwego zaznaczenia kolejnych kalibracji przyrządów używanych do pomiarów i testów. Zalecono także wprowadzenie uzupełnień organizacyjnych do programów zapewnienia jakości w fazie rozruchu i eksploatacji.

Roboty budowlane nie budziły żadnych zastrzeżeń. Zalecenia dotyczą sposobu kompletowania dokumentacji powykonawczej (z sugestią rozsądnego ograniczenia jej objętości), przedsięwzięć organizacyjnych, zapewniających utrzymywanie czystości i porządku w wykonanych już fragmentach budowy oraz zabezpieczenia przed zanieczyszczeniem grubych kruszyw z zaleceniem prowadzenia odpowiednich badań tych kruszyw. Sugerowano również pobudzenie inicjatyw załogi w zakresie działań podnoszących poziom bhp.

Prace mechaniczne, uwzględniając aspekty techniczne jak i czynniki ludzkie, prowadzone są na odpowiednim poziomie, zgodnie z uznanymi na świecie wymaganiami. Zalecenia dotyczyły opracowania szczegółowych procedur administracyjnych, regulujących współdziałanie służb inwestora, generalnego wykonawcy i podwykonawców podczas wykonywania prac montażowych, ich kontroli i odbiorów, precyzujących m.in. wymagane kwalifikacje i zakresy obowiązków dla osób wykonujących te zadania oraz sposób przechowywania dokumentacji (bezpieczny pod względem ppoż). Zalecono także zmianę sposobu oznaczania składowanych na terenie budowy materiałów austenitycznych. Na podstawie dobrej praktyki (sprawdzonej m.in. w elektrowni jądrowej Paks na Węgrzech) zasugerowano opracowanie odpowiedniego programu kontroli wejściowej dostarczanych na budowę zaworów.

Przygotowania do rozruchu i eksploatacji oceniono jako właściwie zaawansowane, biorąc pod uwagę obecny etap budowy. Pozytywnie odnotowano dążenia inwestora do stworzenia rozwiązań organizacyjnych, zapewniających mu pełną kontrolę procesu rozruchu i eksploatacji (stosownie do jego odpowiedzialności za bezpieczeństwo jądrowe obiektu, określonej w „Prawie atomowym”), jak również umożliwiających odpowiednie przeszkolenie praktyczne personelu operacyjnego, włączając go w ten proces od samego początku. Zasugerowano wiele rozwiązań szczegółowych. Zalecono zintensyfikowanie prac nad programem kontroli i badań eksploatacyjnych, szczegółowym programem rozruchu oraz przygotowywaniem pełnej dokumentacji (wymagań, programów, instrukcji, procedur), której skompletowanie jest niezbędne przed przystąpieniem do rozruchu oraz do prowadzenia normalnej eksploatacji. Zasugerowano szersze wykorzystanie doświadczeń z innych elektrowni jądrowych w zakresie przygotowania i prowadzenia eksploatacji. Przykładem może być zalecenie organizowania staży w innych elektrowniach jądrowych podczas rozruchu i eksploatacji, wprowadzenia siedmiu zmian operatorskich, prowadzenia w spo-

sób ciągły prac nad ustaleniem warunków bezpiecznej eksploatacji i ograniczeń eksploatacyjnych z udziałem generalnego projektanta, itp.

Szkolenie personelu eksploatacyjnego nie jest jeszcze, w związku z obecnym stanem zaawansowania budowy procesem w pełni rozwiniętym. Przedmiotem oceny przez ekspertów były zatem głównie plany szkolenia oraz jego organizacja. Plany zostały ocenione jako odpowiednie do przygotowania właściwej obsady kadrowej na poszczególne stanowiska pracy w elektrowni jądrowej. Zalecenia i sugestie wskazują przede wszystkim na konieczność stworzenia odpowiedniego zaplecza w postaci ośrodka szkoleniowego wyposażonego we właściwe pomoce dydaktyczne. Duży nacisk położono również na staranne przygotowanie, kontrolę oraz odpowiednie udokumentowanie całego procesu szkoleniowego, jak również dostosowanie harmonogramu naboru personelu i jego szkolenia do potrzeb wynikających z tempa realizacji budowy.

Przygotowania na wypadek awarii i ochrona radiologiczna wyczerpują listę dziedzin podlegających przeglądowi i ocenie podczas misji Pre-OSART w EJ-„Ż”. Program w tym zakresie oceniono jako prawidłowo przemyślany, wymaga on jednak dopracowania w szczegółach (opracowania odpowiednich, szczegółowych planów, harmonogramów, instrukcji i procedur). Prace te powinny być odpowiednio skoordynowane z innymi przygotowaniem do rozruchu i eksploatacji obiektu. Poziom przygotowania nadzoru w zakresie ochrony radiologicznej oceniono jako bardzo dobry z punktu widzenia wymagań międzynarodowych, tak pod względem stosowanych technik jak i kwalifikacji personelu. Zalecono kontynuowanie prac nad modelem dyfuzyjnym i doskonalenie metod oceny dawek na zewnątrz obiektu. Zalecono zintensyfikowanie prac dotyczących planowania awaryjnego, a przede wszystkim — zewnętrznych planów awaryjnych. Współdziałanie w tym zakresie z jednostkami administracji państwowej i terenowej wymaga odpowiednich uregulowań prawnych.

Ogólne podsumowanie wyników misji Pre-OSART w EJ „Żarnowiec” sprowadza się do następujących stwierdzeń. Zespół ekspertów był w pełni usatysfakcjonowany stanem budowy w obecnym stopniu jej zaawansowania. Pomiaru środowiskowe, prowadzone aktualnie w otoczeniu obiektu, pozwalają na stworzenie odpowiedniej bazy danych odniesienia dla porównań wyników pomiarów jakie będą wykonywane po uruchomieniu elektrowni. Prowadzone roboty, jakość budowy, rukturacja i szkolenie kadr dla przyszłej eksploatacji oraz programy i procedury w zakresie zapewnienia bezpieczeństwa jądrowego i ochrony radiologicznej są na dobrym poziomie i wykazują odpowiedni stopień zaawansowania. Zalecenia dalszych ulepszeń w tym zakresie przekazane przez ekspertów kierownictwu elektrowni zostały przyjęte ze zrozumieniem i wolą wdrożenia ich w praktyce. Nie stwierdzono żadnych problemów w zakresie bezpieczeństwa jądrowego i ochrony radiologicznej, które mogłyby stawić pod znakiem zapytania kontynuację budowy elektrowni i oddanie jej do eksploatacji.

MISJA OSART W CIEPŁOWNI JĄDROWEJ GORKI

Ciepłownia jądrowa w Gorki jest pierwszym tego typu obiektem na świecie, którego projekt realizuje się w praktyce. Ze względu na położenie ciepłowni — blisko granic miasta — jej projekt, realizacja i warunki eksploatacji muszą spełniać rygorystyczne warunki i zasady bezpieczeństwa jądrowego. Zagwarantowaniem tych warunków są zainteresowani nie tylko mieszkańcy i władze administracyjne miasta, ale również projektanci, wykonawcy, personel eksploatacyjny i dozór jądrowy.

Władze ZSRR dla uzyskania niezależnej i wszechstronnej oceny projektu i budowy ciepłowni, z punktu widzenia jej bezpieczeństwa jądrowego, zwróciły się do MAEA z prośbą o przyślanie misji OSART. Misja ta, składająca się z międzynarodowego zespołu ekspertów, w rzeczywistości miała charakter PRE-OSART, gdyż ciepłownia znajduje się w budowie. Obecny stan jej zaawansowania ocenia się na około 70%.

Ze względu na unikalność realizowanego projektu warto przedstawić niektóre jego cechy charakterystyczne, zwłaszcza te, które odnoszą się do warunków bezpieczeństwa eksploatacji ciepłowni.

Podstawowe informacje o ciepłowni jądrowej Gorki

Budowa ciepłowni zlokalizowana jest na południe od miasta Gorki, 5 km poza przewidywaną granicą jego rozwoju, na prawym brzegu Oki, niedaleko miejsca, gdzie wpada ona do Wołgi.

Zgodnie z założeniami, ciepłownia ma ogrzewać część miasta, położoną na prawym brzegu Oki i zamieszkaną przez około 350 000 osób. Wprowadzenie do eksploatacji tego źródła ciepła pozwoli zlikwidować ponad 300 przestarzałych lokalnych ciepłowni węglowych, zanieczyszczających miasto liczące ogółem ponad 1 500 000 mieszkańców.

Teren na którym budowana jest ciepłownia, ma nachylenie około 2% i znajduje się 140 m nad

poziomem morza, a 70 m powyżej rzeki Oki i 60 m powyżej jej lewego brzegu. Ciepłownię zlokalizowano tak, aby praktycznie nie zagrażało jej zalanie przez Okę lub Wołgę. Warto zwrócić uwagę na fakt, iż w pobliżu ciepłowni przebiega droga, linia kolejowa i rurociąg rafinerii.

Ze względu na bliskość dużego miasta, szczególne znaczenie dla bezpieczeństwa eksploatacji ciepłowni mają możliwe zdarzenia zewnętrzne, których prawdopodobne oddziaływanie może mieć istotny wpływ na jej pracę. Dlatego, projektując ciepłownię założono, że musi być zachowane bezpieczeństwo jej eksploatacji przy trzech najbardziej prawdopodobnych zdarzeniach zewnętrznych: trzęsieniu ziemi, upadku samolotu i oddziaływaniu fali uderzeniowej, powstającej przy eksplozji. Prawdopodobieństwo oddziaływania innych zjawisk jest pomijalnie małe, dlatego nie były one brane pod uwagę. Należą do nich między innymi: zalanie przez wody rzek, co jest praktycznie niemożliwe lub też oddziaływanie tornada, które jest znacznie słabsze niż brana pod uwagę fala uderzeniowa.

Według danych geodezyjnych teren, na którym znajduje się ciepłownia, ma intensywność sejsmiczną od 4 do 5 stopni w skali MSK. Ciepłownię zaprojektowano dla tzw. dwóch poziomów sejsmicznych: projektowego i maksymalnego projektowego trzęsienia ziemi. Analizy bezpieczeństwa wykonano przyjmując pesymistyczne założenie, że dla każdego z tych poziomów intensywność sejsmiczna jest o jeden stopień większa niż wynika to z charakterystyki terenu. Dla rozważanych poziomów sejsmicznych odpowiada to poziomym przyspieszeniom gruntu o wartościach odpowiednio 0.025 g i 0.05 g. Badania terenu lokalizacji do głębokości 30 m wykazały, że składa się on głównie z glin i margli z warstwami wapienia i piasku.

Zgodnie z wymaganiami bezpieczeństwa jądrowego, projektując ciepłownię brano pod uwagę możliwość upadku na nią samolotu o masie 20 ton z prędkością 200 m/sec. pod kątem od 10° do 45°.

Projekt uwzględni także wymagania określone przepisami, aby bezpieczeństwo ciepłowni było zagwarantowane przy działaniu na nią fali uderzeniowej, wywołanej eksplozją w odległości 1.8 km (linia kolejowa), w wyniku której powstaje dynamiczne nadciśnienie 50 kPa.

Bliskość miasta spowodowała, że w projekcie ciepłowni szczególną uwagę poświęcono niektórym ogólnym zasadom bezpieczeństwa, na przykład obronie w głąb, redundancji, różnorodności, uszkodzeniu o wspólnej przyczynie, ochronie przeciwpożarowej, drogą ewakuacji, ochronie fizycznej, zapewnieniu jakości.

Wyjątkowo rygorystyczne warunki bezpieczeństwa określono dla: projektu rdzenia, kontroli reaktywności oraz systemów sterowania i zabezpieczeń. To samo dotyczy chłodzenia rdzenia w warunkach normalnej eksploatacji i sytuacjach awaryjnych.

Ogólnie, w porównaniu z praktyką i wymaganiami dla obiektów jądrowych w innych krajach odnośnie dwóch aspektów bezpieczeństwa, to jest środków zapobiegania awariom i środków ograniczania ich skutków, w projekcie ciepłowni większy nacisk położono na te pierwsze.

Również niektóre cechy techniczne projektu i związane z nimi warunki bezpieczeństwa wykraczają poza powszechnie akceptowane wymagania. Należą do nich:

- zalety zastosowanych urządzeń pasywnych w systemach bezpieczeństwa;
- ilościowe analizy niezawodności systemów oraz ilościowe analizy probabilistyczne stanów uszkodzeń i niezadziałania urządzeń;
- krytyczność wynikająca z przemieszczenia się paliwa podczas awarii;
- zakaz wielofunkcyjnego używania systemów bezpieczeństwa.

Projekt ciepłowni spełnia dwa wymagania, które również wykraczają poza powszechną praktykę i przyjmowane warunki bezpieczeństwa dla elektrowni jądrowych. Pierwsze — to liczba nieszczęśliwych elementów paliwowych, która w warunkach normalnej eksploatacji musi być mniejsza niż 0.01%. Drugim, ważniejszym wymaganiem jest to, że rdzeń nie może ulec zniszczeniu w przypadku pęknięcia ciśnieniowego zbiornika reaktora.

Źródłem ciepła są dwa reaktory typu AST-500, każdy o mocy cieplnej 500 MW, znajdujące się w budynku o wymiarach 130 x 72 x 53 m. Rdzeń reaktora umieszczony jest w zbiorniku ciśnieniowym i chłodzony wodą w warunkach jej konwekcji naturalnej przy ciśnieniu 2 MPa. Przy mocy nominalnej reaktora, średnia temperatura chłodzenia na wylocie z rdzenia nie przekracza 208°C. Stabilizację ciśnienia w zbiorniku reaktora zapewnia poduszka gazowa w jego górnej części, składająca się z min. 96% He i max. 4% H₂ (zanieczyszczenia). Rdzeń reaktora — o wymiarach: średnica 2.9 m, wysokość

3 m — składa się ze 121 kaset paliwowych o przekroju heksagonalnym, z których każda zawiera:

- 150 elementów paliwowych o długości 3180 mm, średnicy zewnętrznej 13.6 mm i grubości koszulki 0.9 mm;
- 6 prętów z wypalającymi się truciznami;
- 12 prętów sterujących z węglikiem boru, które stanowią część układu sterowania i zabezpieczeń;

Paliwem jest dwutlenek uranu o wzbogaceniu od 1% do 2%, залеżnie od kasy. Tak więc w rdzeniu znajduje się 50 ton uranu, z czego w stanie początkowym 720 kg stanowi uran 235. Liniowe obciążenie cieplne paliwa jest bardzo niskie i wynosi maksymalnie nie więcej niż 270 W/cm, a całkowite wypalenie nie jest większe niż 20 000 MWd/t. Dla porównania, o ile w reaktorach typu WWER generowana gęstość mocy wynosi około 110 MW/m³ to w reaktorze AST-500 tylko 27 MW/m³.

Sterowanie reaktywnością i wyłączanie reaktora odbywa się całkowicie przy pomocy układu prętów sterujących, który jest częścią systemu wyłączania awaryjnego. Dla kompensacji reaktywności w warunkach normalnych nie używa się w obiegu pierwotnym roztworu kwasu borowego. Reaktor posiada układ koncentratów kwasu borowego, który podawany jest do obiegu pierwotnego tylko w sytuacjach awaryjnych.

Ciepło generowane w rdzeniu odbierane jest przez 18 wymienników ciepła umieszczonych wewnątrz zbiornika reaktora, dzięki czemu w projekcie wyeliminowano długie rurociągi o dużej średnicy w obiegu pierwotnym. Trzy niezależne pętle obiegu wtórnego pracują przy ciśnieniu 1.2 MPa i średniej temperaturze 158°C. Stanowią one izolację między obiegiem pierwotnym a obiegiem sieci, który pracuje przy ciśnieniu 2 MPa i temperaturze 140–150°C. W warunkach normalnych cyrkulacja w obiegu wtórnym jest wymuszona, lecz w przypadku braku zasilania elektrycznego ciepło z tego obiegu może być odbierane trzema różnymi sposobami przy konwekcji naturalnej.

Z punktu widzenia bezpieczeństwa jądrowego, do zalet reaktora AST-500 należy zaliczyć bardzo małą szybkość dodawania reaktywności oraz to, że zbiornik reaktora wytrzymuje ciśnienie wyższe o 100% od nominalnego. Ponadto wszystkie współczynniki reaktywności są ujemne, tak więc rdzeń ma własności samostabilizacji.

W obiegu pierwotnym reaktora nie ma żadnych zaworów bezpieczeństwa. Zamiast tego, zabezpieczenie zbiornika reaktora przed wzrostem ciśnienia ponad wartości projektowe stanowi układ włączania reaktora wraz z wymiennikami ciepła i różnymi sposobami odbioru ciepła przez obieg wtórny. Nawet jeżeli ciśnienie w zbiorniku reaktora wzrosłoby powyżej 4.5 MPa, to wówczas podnosi się jego pokrywa, bez uszkodzeń zbiornika, i następuje zrzut pary do górnej części zbiornika bezpieczeństwa. Należy podkreślić, że w większości sytuacji awaryjnych duża ilość wody w zbiorniku reaktora

— ok. 187 m³ — daje operatorowi około 1 godzinę na podjęcie działań przywracających odbiór ciepła, zanim nastąpi podniesienie pokrywy zbiornika reaktora.

Obudowę bezpieczeństwa zbiornika reaktora stanowi specjalny, koncentryczny z nim stalowy zbiornik bezpieczeństwa. Umieszczony jest on w hermetycznym szybie bezpieczeństwa i obliczony na ciśnienie robocze 1.2 MPa. Zbiornik bezpieczeństwa jest tak skonstruowany, że przy dużej nieszczelności obiegu pierwotnego, a nawet przy pęknięciu zbiornika reaktora, wypływ chłodziwa nie doprowadzi do odsłonięcia paliwa w rdzeniu reaktora. Projekt tego zbiornika wykonano w ten sposób, że jeżeli z jakichkolwiek powodów ciśnienie w jego wnętrzu wzrośnie powyżej 1.2 MPa, to albo podnosi się jego górna pokrywa albo rozszczelnia się on w dolnej części, powyżej rdzenia. Następnym rozszczelnieniem jest zrzut pary z tego zbiornika do górnej lub dolnej części szczelnego szybu bezpieczeństwa. Jeżeli w sytuacji ciężkiej awarii para ze zbiornika bezpieczeństwa zostałaby zrzucona do szybu bezpieczeństwa, to wówczas produkty rozszczepienia usuwane będą z jego atmosfery kolejno przez zbiornik barbotażowy i tzw. system tłumienia. Zbiornik barbotażowy i system tłumienia zapewniają zmniejszenie aktywności odprowadzanej mieszaniny parowo-powietrznej, odpowiednio 30 i 20 razy.

Podane, z konieczności, tylko podstawowe informacje o CJ Gorki pozwalają stwierdzić, że zwiększenie jej bezpieczeństwa osiągnięto przez uwzględnienie w projekcie wewnętrznych i pasywnych cech bezpieczeństwa, takich jak:

- niska gęstość mocy generowanej w rdzeniu i niskie parametry cieplno-przepływowe;
- ujemne współczynniki reaktywności;
- bardzo wolno zmiana parametrów cieplnych w obiegach, z wykorzystaniem dużych ilości wody;
- brak zależności od zewnętrznych źródeł zasilania elektrycznego przy awaryjnym odbiorze ciepła z rdzenia;
- wyeliminowanie możliwości odsłonięcia paliwa w rdzeniu przy utracie szczelności zbiornika reaktora;
- zastosowanie rurociągów o małej średnicy do połączeń zbiornika reaktora z układami: uzupełniania wody, oczyszczania, He/H₂ i kwasu boroowego.

Warunki bezpieczeństwa, dzięki którym rozprzeszczenie się produktów rozszczepienia ograniczone jest do minimum, wynikają z zastosowania w projekcie kolejnych sześciu barier bezpieczeństwa. Pierwszą barierą stanowi sama pastylka paliwowa, która pracuje przy średniej temperaturze 500°C, czyli znacznie niższej niż w typowych elektrowniach jądrowych. Drugą barierą jest cyrkonowa koszulka pręta paliwowego o grubości około 50% większej niż w reaktorach typu WWER. Trzecią barierą stanowi zbiornik reaktora, który ma moż-

liwość samoczynnego rozszczelnienia się przy ciśnieniu wyższym o 100% od nominalnego. Czwartą barierą jest zbiornik bezpieczeństwa, podzielony na dwie strefy szczelne, górną i dolną. Miejsce tego podziału znajduje się powyżej rdzenia reaktora, tak że górna lub dolna strefa przyjmuje wypływ pary ze zbiornika reaktora, zależnie od miejsca jego rozszczelnienia. Piątą barierą bezpieczeństwa jest szczelny szyb reaktora, również podzielony na dwie oddzielone od siebie strefy, górną i dolną. Szóstą barierą bezpieczeństwa stanowią połączone ze sobą zbiorniki barbotażowy i system tłumienia.

Według danych projektowych, w porównaniu z aktywnością zawartą w paliwie, aktywność znajdująca się w przestrzeni między paliwem a koszulką jest 10⁴ razy mniejsza, natomiast aktywność wody w obiegu pierwotnym jest 10⁷ razy mniejsza.

Projektowe analizy bezpieczeństwa CJ Gorki obejmowały wszystkie stany jej pracy, poczynając od rozruchu przez normalną eksploatację ze zmiennym obciążeniem aż do wyłączenia i przeladunku paliwa, z uwzględnieniem różnych uszkodzeń systemów i warunków awaryjnych. Analizy te wykonano przyjmując następującą klasyfikację:

- normalna eksploatacja;
- awarie projektowe;
- awarie nadprojektowe;
- awarie hipotetyczne.

Metodyka i wyniki tych analiz były między innymi przedmiotem badania i ocen misji OSART.

Praca misji OSART w CJ Gorki

Misja ta, 38 z kolei w czasie ponad sześcioletniego istnienia programu OSART, składała się z dwóch zespołów.

Pierwszy zespół misji pracował przez trzy tygodnie, od 22 maja do 15 czerwca 1989 r. w Instytucie Kurczatowa w Moskwie i miał za zadanie dokonać przeglądu, analizy i oceny projektu ciepłowni z punktu widzenia bezpieczeństwa jej eksploatacji. Władze ZSRR oczekiwały również od misji porównania badanego projektu ze stosowaną praktyką światową w zakresie bezpieczeństwa instalacji jądrowych, oraz inżynierskiej oceny projektu z punktu widzenia bezpieczeństwa pracy ciepłowni w wybranym miejscu lokalizacji.

Dla realizacji tej części misji MAEA wybrała zespół 16 ekspertów z siedmiu krajów, w tym sześciu pracowników MAEA.

Analiza i ocena charakterystyk bezpieczeństwa ciepłowni wymagały od misji pracy z różnymi ekspertami radzieckich organizacji zaangażowanych w realizację projektu. Zakres pracy misji obejmował następujące dziedziny:

- podstawowe przepisy bezpieczeństwa obowiązujące w ZSRR, ważne dla projektu ciepłowni;
- analizę miejsca lokalizacji ciepłowni i wynikających z tego podstawowych warunków bezpieczeństwa, które musi spełnić projektowana ciepłownia;

- koncepcję projektu z punktu widzenia podstawowych zasad bezpieczeństwa, takich jak: obrona w głąb, funkcjonalna niezawodność systemów ważnych dla bezpieczeństwa, zasadność wyboru postulowanych zdarzeń inicjujących awarie, a także zastosowanie wewnętrznych i pasywnych oraz niezawodnych cech bezpieczeństwa w projekcie ciepłowni;
- główne systemy ważne dla bezpieczeństwa ciepłowni, ze względu na zastosowanie akceptowanych metod i kryteriów analizy i projektowania oraz zasad sztuki inżynierskiej i stosowanej praktyki;
- analizę i ocenę wszystkich systemów zapewniających niezawodną normalną eksploatację ciepłowni oraz bezpieczne ograniczenie wszelkich wiarygodnych zakłóceń i ich skutków;
- analizę i ocenę wszelkich wiarygodnych sekwencji zdarzeń, które prowadzą do stanów przejściowych lub warunków awaryjnych i wynikających z nich skutków.

Celem końcowym pracy tego zespołu misji miała być konkluzja dotycząca spełnienia przez projekt zasad i warunków bezpieczeństwa. Zatem, konieczna była bardzo szczegółowa analiza dla wykrycia słabych i mocnych stron projektu, a także krytyczna ocena zastosowanych w projekcie metod obliczeniowych i ich eksperymentalnej weryfikacji.

Abby osiągnąć ten cel zespół ekspertów podzielił się na kilka grup analizujących następujące dziedziny, związane z bezpieczeństwem:

- zasady bezpieczeństwa, przepisy i wymagania;
- lokalizacja;
- zdarzenia zewnętrzne;
- projekt rdzenia;
- przepływy i wymiana ciepła;
- kontrola, pomiary i sterowanie;
- awarie;
- części ciśnieniowe ciepłowni;
- koncepcja obudowy bezpieczeństwa oraz uwożenie produktów rozszczepienia;
- probabilistyczne oceny bezpieczeństwa;
- zapewnienie jakości.

W wyniku pracy pierwszego zespołu misji OSART powstał szczegółowy i obszerny raport MAEA, przekazany 1 sierpnia 1989 r. Państwowemu Komitetowi d/s Wykorzystania Energii Atomowej ZSRR.

Drugi zespół misji OSART pracował przez trzy tygodnie, od 14 sierpnia do 2 września 1989 r. w ciepłowni jądrowej w Gorki. Składał się z 14 ekspertów z 13 krajów i jego celem było dokonanie przeglądu, analizy i oceny następujących dziedzin, ważnych dla bezpieczeństwa budowanej ciepłowni:

- zarządzanie realizacją projektu;
- zapewnienie jakości;
- prace budowlane;
- prace mechaniczne i montaż;
- prace elektryczne;
- aparatura kontrolno-pomiarowa i sterowania;

- przygotowanie do rozruchu;
- przygotowanie do eksploatacji;
- szkolenie i kwalifikacje personelu;
- ochrona radiologiczna i przygotowanie do warunków awaryjnych.

Poza samą ciepłownią zespół dokonał także przeglądu i oceny zakładów ATOMMASZ w Wołgogradzie, gdzie produkowane są głównie elementy obiegu pierwotnego reaktora.

W każdej z dziedzin bezpieczeństwa, objętych zakresem działania misji, stosowano trzy techniki badania. Po pierwsze, eksperci przeglądali i analizowali dokumentację bezpieczeństwa ciepłowni, z której część dla potrzeb misji przygotowana była w języku angielskim, a w odniesieniu do pozostałej na bieżąco korzystano z usług tłumaczy. Druga ze stosowanych technik polegała na bardzo szczegółowych rozmowach ekspertów z personelem ciepłowni. Na koniec, trzecia i prawdopodobnie najbardziej ważną techniką badania były bezpośrednie wizyty ekspertów w poszczególnych częściach ciepłowni. Technika ta pozwalała na bardzo szczegółowe poznanie obiektu oraz obserwacje pracy urządzeń i ludzi, a także na dodatkowe, szczegółowe rozmowy z personelem zatrudnionym na danych stanowiskach pracy.

Efektom pracy tego zespołu misji jest obszerny, ponad 110 stronicowy „Raport Techniczny”, w którym zawarto uwagi, spostrzeżenia i oceny ekspertów na temat każdej z badanych dziedzin bezpieczeństwa. Uwagi te są trójakiego rodzaju.

Pierwszy rodzaj uwag stanowią rekomendacje. Są to rady eksperta, jakie ulepszenia lub zmiany należałoby wprowadzić do badanej przez niego dziedziny, aby zwiększyć bezpieczeństwo ciepłowni. Rady te wynikają z dobrej i sprawdzonej praktyki międzynarodowej, a ich celem jest raczej wskazanie przyczyn niż symptomów zaobserwowanych braków lub uchybień. Tak więc, rekomendacje mogą, chociaż nie muszą, być wskazaniem wad lub niedociągnięć, których eliminacja umożliwi zwiększenie bezpieczeństwa poza wymagania minimalne. Brak rekomendacji można interpretować tak, że w danej dziedzinie istniejący stan jest zgodny ze stosowaną praktyką międzynarodową.

Drugim rodzajem uwag są sugestie, które mogą być dodatkowymi propozycjami, związanymi z rekomendacjami, lub też niezależnymi od nich. Sugestie w sposób pośredni wskazują na możliwe usprawnienia w praktyce bezpieczeństwa w danej dziedzinie, a ich celem jest uczynić ją bardziej efektywną. Intencją eksperta jest dążenie, aby sugestie stymulowały administrację i personel ciepłowni do ciągłej analizy sposobów i środków zwiększających bezpieczeństwo. Brak sugestii należy interpretować identycznie jak w przypadku rekomendacji.

Trzeci rodzaj uwag jest tzw. „dobrą praktyką”. Jest to wskazanie tych szczególnych cech badanej dziedziny, które znacznie przekraczają powszechnie obserwowaną praktykę i nie ograniczają się tylko do spełnienia wymagań określonych przepi-

sami. Muszą być one na tyle dobre, aby warto było zwrócić na nie uwagę innych elektrowni, jako na model w dążeniu do doskonałości. Brak tego rodzaju uwag należy interpretować identycznie jak w przypadku rekomendacji.

Wspomniane dwa szczegółowe raporty misji są poufne. Uwzględniając ten fakt, tylko ta część z ocen misji OSART może być ujawniona, którą przekazano na konferencji prasowej.

Według oceny ekspertów misji, dyrektor ciepłowni, jej główny inżynier, personel kierowniczy oraz operacyjny — łącznie około 700 osób — jest dobrze wykształcony, doświadczony i wypełnia swoje obowiązki w sposób świadomy i wysoko profesjonalny.

Eksperti misji ocenili jakość prowadzonych w ciepłowni prac jako nie w pełni zadowalającą. Dotyczy to zwłaszcza robót budowlanych, a także w pewnym stopniu prac montażowych, wyposażenia elektrycznego i aparatury kontrolno-pomiarowej. Między innymi misja zwróciła uwagę na to, że:

- z punktu widzenia ochrony przeciwpożarowej kable elektryczne nie spełniają wymagań stawianych przez międzynarodowe standardy. Obecnie ponad 350 km kabli jest wymienionych na nowe, które spełniają wymagania;
 - zewnętrzne zasilanie ciepłowni w energię elektryczną nie jest niezawodne. Obecnie budowana jest trzecia linia 110 kV oraz pewne układy zabezpieczeń, które będą gwarantować spełnienie warunku bezpiecznego uszkodzenia. Prowadzone prace uwzględniają zabezpieczenie przed awarią wywołaną upadkiem samolotu, działaniem fali uderzeniowej i trzęsieniem ziemi.
- Warto zwrócić uwagę na fakt, że w ZSRR wprowadzono ostatnio nowe przepisy i wymagania, które muszą spełniać obiekty jądrowe na wypadek trzęsienia ziemi. W związku z tym dla ciepłowni jądrowej w Gorki przewidziane są obecnie dodatkowe studia i badania projektu. Ich wyniki pozwolą określić, czy projekt ciepłowni spełnia nowe wymagania.

Ze szczególną uwagą misja OSART analizowała lokalizację ciepłowni. Wszelkierona analiza wykazała, że z punktu widzenia bezpieczeństwa lokalizacja ta jest poprawna. Konkluzja ta wynika z tego że:

- unikalna w skali światowej ciepłownia z reaktorem AST-500 jest projektem bezpiecznym, w którym wykorzystuje się naturalną cyrkulację chłodziwa w obiegu pierwotnym, a wymienniki ciepła są umieszczone w zbiorniku ciśnieniowym reaktora. Parametry obiegu pierwotnego, to jest średnia temperatura 170°C, ciśnienie 20 atm i generowana gęstość mocy 27 kW/l, są bardzo niskie w porównaniu z odpowiednimi parametrami dla elektrowni jądrowych. Projekt ciepłowni spełnia wymagania redundancji w odniesieniu do systemów bezpieczeństwa i sterowania reaktorem.

Naturalna cyrkulacja chłodziwa w obiegu pierwotnym występuje niezależnie od braku zasilania zewnętrznego w energię elektryczną. Niskie parametry obiegu pierwotnego gwarantują, że przy awarii typu LOCA, a nawet awarii nadprojektowej, wzrost tych parametrów, który może prowadzić do poważnego uszkodzenia rdzenia, jest bardzo wolny. Operator ma więc wystarczająco dużo czasu — nawet do 24 godzin — by podjąć odpowiednie działania likwidujące skutki tych awarii;

- dla zwiększenia bezpieczeństwa ciepłownia posiada podwójną obudowę bezpieczeństwa, którą stanowią dwie szczelne powłoki zabezpieczające otoczenie przed ewentualnym uwolnieniem produktów rozszczepienia;
- ciepłownia jest tak zaprojektowana, że nawet w sytuacji ciężkiej awarii dawki promieniowania w odległości 1 km od ciepłowni nie przekroczą wartości dopuszczalnych, które obecnie w ZSRR są trzykrotnie mniejsze od standardów akceptowanych w praktyce światowej;
- projekt ciepłowni charakteryzuje się dużą stałą czasową, to jest w sytuacjach stanów przejściowych lub awaryjnych zmiana parametrów technologicznych następuje bardzo wolno. Operatorzy nie będą musieli więc działać w pośpiechu i będą mieć wystarczająco dużo czasu dla podjęcia akcji przeciwdziałających skutkom takich stanów;
- po awarii w Czernobylu ZSRR znacznie zaostriżył wymagania dotyczące bezpieczeństwa jądrowego. Między innymi wymaga się aby po awarii nadprojektowej, w odległości 5 km od elektrowni w kierunku wiatru, dawki promieniowania nie przekraczały 3 rem (30 mSv) na całe ciało i 10 rem (100 mSv) na tarczycę. Projekt ciepłowni spełnia te wymagania. Ponadto w sytuacji małej nieszczelności obiegu pierwotnego, nie może być rozszczelnionych więcej prętów paliwowych niż 0.01% a przy dużej nieszczelności 0.1%. Oznacza to, że w rdzeniu reaktora AST-500 może ulec rozszczelnieniu, odpowiednio nie więcej niż 2 i 20 prętów paliwowych. Wartości te są dziesięciokrotnie mniejsze od dopuszczalnych dla rdzenia reaktora typu WWER.

Jako ciekawostkę warto podać, że prawdopodobieństwo zalania miasta Gorki przez rzekę Okę i Wołgę ocenia się na ponad 1000 razy większe niż prawdopodobieństwo wystąpienia awarii w ciepłowni.

Zgodnie z oceną ekspertów, dla dalszego zwiększenia jakości prowadzonych prac oraz stanu bezpieczeństwa ciepłowni, misja OSART przekazała pewną ilość rekomendacji, m.in.:

- znaczne zwiększenie praw, obowiązków i wynikających z nich odpowiedzialności dyrektora ciepłowni w takim kierowaniu budową, aby zapewnić wysoki standard i terminowość prowadzonych prac;

- wprowadzenie w ciepłowni organizacji zapewnienia jakości na poziomie roboczym oraz przeprowadzenie okresowych kontroli prowadzonych prac;
- zakończenie prowadzonych obecnie rozszerzonych badań i analiz sejsmicznych dla stwierdzenia czy ich wyniki są zgodne z nowymi wymaganiami;
- zakończenie planowanych modyfikacji projektu w celu zwiększenia stanu bezpieczeństwa ciepłowni;
- zaniechanie stosowania azbestu ze względu na jego toksyczność oraz usunięcie wszystkich materiałów palnych z wnętrza budynków;
- kalibrację urządzeń kontrolno-pomiarowych;
- odpowiednie zorganizowanie fazy rozruchu i przygotowanie programu rozruchu;
- wzajemne porównanie i sprawdzenie projektowych wymagań bezpieczeństwa i programu testów w fazie rozruchu w celu zagwarantowania, że wszystkie funkcje bezpieczeństwa będą

- odpowiednio sprawdzone i przetestowane przed rozruchem ciepłowni;
- zakończenie jak najszybciej budowy ośrodka szkolenia, wyposażonego w pełnozakresowy symulator;
- wprowadzenie dodatkowych detektorów do sieci automatycznego monitorowania sytuacji radiologicznej na zewnątrz ciepłowni;
- przeprowadzenie przed rozruchem szkolenia i ćwiczeń personelu na wypadek sytuacji awaryjnych.

Wszyscy członkowie misji OSART stwierdzili, że strona radziecka zapewniła im doskonale warunki pracy, a wszelkie materiały i dokumentacja dostarczone były natychmiast, kompletne, a nawet w nadmiarze. Godne podkreślenia jest to, że partnerzy radzieccy żadnej informacji nie starali się ukryć, zmienić lub pominąć. Warunki te zapewniły efektywną pracę misji i osiągnięcie przez nią założonych celów.

R. Siwicki

IZOTOPOWE CZUJKI DYMU

Izotopowa czujka dymu jest urządzeniem ostrzegającym przed pożarem. Bardzo wcześnie wykrywa obecność dymu, nieraz nawet wówczas, gdy jeszcze nie jest on widoczny. Najczęściej wykorzystuje się malutkie tzw. źródła promieniotwórcze, zawierające znikomą ilość ameryku-241 lub plutonu-239, zamkniętą we wnętrzu komory jonizacyjnej wielkości plastikowej szklanki od musztardy. Dym, przenikając przez jej ażurowe ścianki, zakłóca bieg cząstek alfa emitowanych przez źródło i powoduje zmianę sygnału elektrycznego, która odpowiednio wzmocniona generuje alarm na miejscu, albo w odległej nawet o kilkaset metrów centralce, mogącej rejestrować sygnały z wielu zabezpieczanych punktów.

Warto przypomnieć, że zasięg cząstek alfa wynosi w powietrzu nie więcej niż zaledwie ok. 10 cm, a więc promieniowanie pozostaje wewnątrz czujki. Jeżeli byłyby jakieś ślady również promieniowania gamma, to jest jego tak mało, że nie stanowi żadnego zagrożenia. Równocześnie wiemy, że jest niepożądane, aby izotopy alfa dostawały się w znaczniejszych ilościach do wnętrza organizmu ludzkiego.

Niepodważalną jak dotąd, zaletą czujki izotopowej jest jej wysoka czułość. Czujki innego rodzaju, np. reagujące na światło płomienia czy temperaturę, nie tak łatwo wykrywają pożar.

Na świecie stosuje się różne rodzaje izotopowych czujek: od

malutkich, pojedynczych, wieszanych w mieszkaniach prywatnych, do niewiele większych wymiarami, ale o mocniejszych źródłach, łączonych w całe systemy a instalowanych na statkach, w kopalniach, halach magazynowych. W Polsce od wielu lat również stosuje się czujki izotopowe importowane, bądź produkcji krajowej. Tych ostatnich zainstalowano ponad pół miliona sztuk.

Szczególną troską należy otoczyć same źródła promieniotwórcze, które powinny spełniać określone wymogi bezpieczeństwa. Przede wszystkim powinny być trwałe. Zapobieganie ścieraniu się substancji zawierającej izotop eliminuje możliwość powstawania skażeń samej czujki i otoczenia, a więc i dalszych ewentualnych skażeń; również ewentualnych skażeń wewnętrznych ludzi. Oczywiście zupełnie inne problemy mają do rozwiązania producenci samych źródeł, a inne ich późniejsi użytkownicy tj. zarówno wytwarzający czujki, czy też zakłady kontrolujące i konserwujące i wreszcie ewentualni posiadacze prywatni.

Istnieją dwie podstawowe technologie wykonywania izotopowych źródeł przeznaczonych do czujek. Jedną z nich opracowaną w Świerku jest oparta na emalii szklanej, poddanej wypalaniu w wysokiej temperaturze dla utrwalenia na podłożu ceramicznym. Druga natomiast — według opra-

cowania brytyjskiej firmy Amersham, bazuje na spiekanych proszkach metalicznych.

Prototypy źródeł poddawane są bardzo intensywnym testom, a produkowane potem masowo, kontrolowane sztuka po sztuce, czy nie wykazują skażeń. Podobnym testom i kontroli poddawane są całe czujki. W czasie eksploatacji, poza czyszczeniem, również trzeba okresowo sprawdzać, czy nie wystąpiły przedwczesne procesy starzenia, które mogą objawiać się, m.in. pogorszeniem stopnia związania substancji zawierającej izotop z podłożem. Czujki zużyte nie funkcjonujące, powinny być przekazane jako odpad promieniotwórczy do zakładu unieszkodliwiania w Świerku.

Niezależnie od odporności samego źródła promieniotwórczego, należy zadbać o to, by czujki nie można było zbyt łatwo wymontować z gniazda, a jej nagły brak w systemie był natychmiast sygnalizowany. Powinna być użytkowana w warunkach określonych katalogowo. Egzemplarze nie będące w użyciu powinny być zabezpieczone. Czujki i systemy w których pracują, mogą być instalowane i sprawdzane tylko przez osoby w pełni kompetentne, odpowiedzialne i uprawnione.

Dla pracowników zajmujących się czujkami zagrożenie promieniowaniem jest największe przy produkcji samych źródeł, a więc wówczas, kiedy izotop nie jest jeszcze naprawdę uwieczony w źródle. Jak wiadomo izotopy alfapromieniotwórcze zagrażają tylko poprzez skażenia.

A jak wygląda potencjalne zagrożenie dla kogoś, kto ma do czynienia z pojedynczą czujką, np. jako użytkownik?

Współczesne czujki zawierają źródła o aktywności poniżej 1 mikrocurie, czyli ok. 40 kBq. Spróbujmy tę wartość porównać z aktywnością odpowiadającą narażeniu wyjątkowemu, a więc rejestrowanemu jako tzw. wypadek radiacyjny. Przyjmijmy ostrzejsze kryterium, czyli wypadek lekki, kiedy u osoby skażonej nie mogą wystąpić ostre skutki somatyczne, kliniczne. Inaczej odpowiada to aktywności, która wchłonięta drogą pokarmową (połknięta) prowadzi do granicznej dawki rocznej. Dla ameryku-241 jest to 50 kBq, a dla plutonu-239 nieco więcej bo 200 kBq; chociaż dla wielu osób właśnie „ameryk” brzmi przyjaźniej!

W skrajnym przypadku, np. połknięcia źródła amerykańskiego zatrzymania go w organizmie (co zarówno dla substancji ceramicznej, jak i metalicznej nie jest praktycznie możliwe), to otrzymana dawka promieniowania byłaby niższa od wartości kwalifikującej się jako wypadek.

Na marginesie należy stwierdzić, że wszystko wskazuje na to, iż niezwykła toksyczność chemiczna, o którą podejrzewa się pierwiastki transuranowe, a przede wszystkim pluton, jest w gruncie rzeczy mitem, bo i tak niebezpieczeństwo jest określane zagrożeniem radiacyjnym, w tym przypadku istotniejszym od „ściśle chemicznego”. Dla informacji, wspomniane 200 kBq plutonu-239 odpowiada masie $8 \cdot 10^{-5}$ grama, czyli zaledwie 80 milionowym częściom grama.

Ktoś może zapytać, — jeżeli naprawdę takie aktywności izotopu nie są niebezpieczne, to dlaczego ten temat wywołuje tyle dyskusji?

Otóż poza potencjalnym zagrożeniem w sytuacji nieprawidłowej, nadzwyczajnej, które jak wykazaliśmy przed chwilą w rzeczywistości nie jest krytyczne, pozostaje jeszcze problem bieżącego, jeżeli tak można powiedzieć, codziennego narażenia.

Wspomnieliśmy już o zagrożeniu pracowników skażeniami

przy produkcji źródeł. Jak najdalej posunięte zmniejszenie aktywności poszczególnych źródełek, możliwe dzisiaj i dzięki lepszej technologii, i dzięki lepszej elektronice tj. dzięki czulszym układom pomiarowym (potrzebny mniejszy prąd początkowy), leży w interesie użytkowników. Obowiązuje zasada minimalizacji rzeczywistego narażenia i to jest zasadnicze wymaganie Państwowego Dozoru Bezpieczeństwa Jądrowego i Ochrony Radiologicznej.

Dawki graniczne określone w polskich przepisach, są zarówno dla pracowników, np. zakładów produkujących izotopy, jak i dla poszczególnych osób z ludności wartościami nieprzekraczalnymi. Suma wszelkich narażeń powyżej naturalnego tła promieniowania i dawek pochodzenia medycznego (rentgeny), nie może w skali rocznej sięgać, dla ludności, 1 milisiwerta (1 mSv = 100 mrem). Przyjmujemy, podobnie jak na świecie, że od poszczególnych źródeł, albo jak to nazywają od danej działalności, nikt nie powinien otrzymywać dawki przekraczającej 0,1 wymienionej wartości (0,1 mSv). Odpowiada to corocznej „konsumpcji” zaledwie pojedynczych, w przypadku np. ameryku, bekereli.

Aby zabezpieczyć wszystkich ludzi a nie stosować równocześnie drakońskich środków kontroli, połączonych ze śledzeniem każdego egzemplarza czujki, Dozór Jądrowy żąda od producentów tych urządzeń i producentów źródeł, udowodnienia, że ich wyroby przez cały czas użytkowania wykazują absolutnie wystarczający zapas bezpieczeństwa. A więc są odporne na temperaturę, działania chemiczne, ścieranie, wstrząsy, itp.

Wyciągamy także wnioski z lekcji wrocławskiej (1988 r.). Jak wiadomo wystąpiły tam na ograniczonym terenie firmy zajmującej się instalowaniem czujek, ale niestety wykraczającym poza jedno pomieszczenie, skażenia plutonem. Były one spowodowane nieprawidłowym postępowaniem przy konserwacji czujek. Przyczyną pośrednią była okresowo nie dopilnowana technologia produkcji serii źródeł. Dzięki natychmiastowej interwencji skutki w postaci skażeń były absolutnie pomijalne (u paru pracowników do 1,5 tysięcznej części dopuszczalnej zawartości w organizmie).

Uniknięto skażeń wody, mieszkań, i rozległych obszarów. Nie można jednak nie doceniać powstałego zdenewrowania i szerokiego oddźwięku społecznego. Wstrzymano instalowanie i produkcję czujek. Wzniesienie prac nastąpiło po zasadniczej weryfikacji przez Dozór Jądrowy technologii i przy dodatkowo zwiększonej odpowiedzialności producentów.

Zakłada się wkrótce przejście na źródła metaliczne o znacznie zredukowanej aktywności.

Dozór Jądrowy zawsze będzie sprzyjał działaniu tych, którzy dążą do zredukowania aktywności radioizotopu w danym rodzaju czujki i równocześnie osiągnięciu jej maksymalnej trwałości. Można przypuszczać, że wzorem innych krajów dopuszczenie czujek do powszechnego stosowania (z wyłączeniem spod kontroli) będzie wprowadzone stopniowo, m.in. gdy uzyska się eksploatacyjne potwierdzenie (w warunkach polskich) że jest zapewniona właściwa jakość produkcji i instalowania. Proces ten może potrwać kilka lat.

Jeden ze znawców zaganięć ochrony radiologicznej powiedział, że „nikt nie powinien być narażony dla błahych powodów, ale i błahe wątpliwości nie mogą pozbawiać korzyści z promieniowania”. Powiedzenie to można odnieść i do czujek, które mają nas wszak zabezpieczać przed tak tragicznymi nieraz skutkami pożaru.

R. Siwicki

WYPADKI RADIACYJNE

Niejako w cieniu dyskusji nad zagrożeniem, jakie mogłyby powodować awarie reaktorów energetycznych zwłaszcza po tragedii czarnobylskiej, pozostają sprawy zagrożenia od innych źródeł promieniowania. I chociaż może skala problemu wydaje się mniejsza, to jednak skutki dla poszczególnych osób mogą być nawet tragiczne. Idzie tu np. o gammadefektoskopię, urządzenia radiacyjno-sterylizacyjne, źródła do terapii przeciwnowotworowej. W ostatnich latach zdarzyło się na świecie kilka takich wydarzeń, które zwróciły na siebie uwagę na tyle, że organizacje dozorowe, jak również wiedeńska MAEA, podjęły szersze działania zapobiegawcze.

Najgroźniejszymi z tych wydarzeń okazały się: w 1983 r. w Meksyku źródło (15 TBq = 400 Ci) kobaltowe oddane na złom, zostało przetopione i trafiło jako silne skażenie objętościowe do stalowych kształowników i metalowych stoliczków

kawiarnianych: w 1984 w Maroku zgubione źródło gamma-graficzne (Ir-192) doprowadziło do śmierci 8 postronnych osób: źródło cezowe z opuszczonego szpitala w Brazylii zostało wymontowane i rozproszone, również ze skutkiem śmiertelnym dla 4 osób; a w Salwadorze w 1989 przy nieprawidłowym odblokowywaniu zaciętego źródła w urządzeniu radiacyjnym znacznemu napromieniowaniu uległo 4 pracowników, z których jeden zmarł. W latach sześćdziesiątych także w Polsce zdarzył się wypadek śmiertelny, w rezultacie kradzieży źródła kobaltowego stosowanego w gammagrafii.

Wydarzenia te świadczą z jednej strony o lekceważeniu przez użytkowników źródeł promieniotwórczych, istniejących zagrożeń, a z drugiej — o niewystarczającym działaniu organów kontroli. Do tematu wkrótce powrócimy.

A. Pietruszewski

PROGRAM BADAWCZY MIĘDZYNARODOWEJ AGENCJI ENERGII ATOMOWEJ NA TEMAT SZYBKICH METOD KONTROLI STEŻEŃ RADIONUKLIDÓW W ŻYWNOSCI I ŚRODOWISKU NATURALNYM

W dniach 4—9 września 1989 r. w Kożuszkach k. Żelazowej Woli odbyło się spotkanie międzynarodowej grupy specjalistów w zakresie metod kontroli skażenia promieniotwórczego środowiska i żywności.

Spotkanie to zostało zorganizowane przez Międzynarodową Agencję Energii Atomowej (MAEA) z Wiednia we współpracy z Centralnym Laboratorium Ochrony Radiologicznej (CLOR) z Warszawy, jako pierwsze posiedzenie rozpoczętego w 1988 r. i koordynowanego przez MAEA 4-letniego między-

narodowego programu badawczego dotyczącego problematyki szybkich instrumentalnych i separacyjnych metod kontroli skażenia środowisk i żywności.

W programie tym uczestniczą następujące kraje: Austria, Jugosławia, Brazylia, Szwecja, Anglia, USA, Polska, NRD, Norwegia, Węgry, Chiny i Kanada.

Celem koordynowanego przez MAEA programu badawczego jest opracowanie bardzo szybkich metod kontroli skażenia promieniotwórczego środowiska i żywności w waru-

nkach awarii radiologicznej oraz opracowanie i opublikowanie przez MAEA poradnika z rekomendowanymi metodami badawczymi.

Opracowane metody powinny umożliwiać oznaczenia stężeń radionuklidów na poziomie przynajmniej 10 razy niższym od określonych przez WHO i MAEA poziomów interwencyjnych dla żywności, a w szczególności powinny umożliwiać oznaczanie stężeń następujących poziomów skażeń:

- 1 Bq/kg dla radionuklidów alfa promieniotwórczych,
- 10 Bq/kg dla izotopów strontu,
- 100 Bq/kg dla radionuklidów gamma promieniotwórczych,
- 1000 Bq/kg (lub litr) dla trytu.

Prowadzone przez poszczególne laboratoria prace koncentrują się na dwóch podstawowych zagadnieniach:

- szybkich metodach przygotowania próbek do analiz,
- szybkich metodach pomiaru promieniowania badanych próbek.

Problem szybkiego przygotowania próbek do pomiarów dotyczy przede wszystkim izotopów beta- (strontu) i alfa-promieniotwórczych (transuranowców), gdzie zachodzi konieczność wydzielania badanych izotopów z próbek w celu dalszego pomiaru ich promieniowania.

Oddzielnym zagadnieniem jest opracowanie szybkich instrumentalnych metod pomiarowych, umożliwiających bezpośrednie pomiary i określenie stężeń izotopów gamma promieniotwórczych zarówno w warunkach laboratoryjnych jak i bezpośrednio w terenie (np. pomiary skażenia gleby, trawy, żywych zwierząt).

Opracowane szybkie metody analiz skażeń dotyczą pomiarów, które mają umożliwiać oznaczenia stężeń badanych radionuklidów w następującym czasie od momentu otrzymania próbek do analiz:

- M — (minutowe — max. do 60 minut) — wymagana dokładność (10 razy),
- H — (godzinne — max. do 6 godzin) — wymagana dokł. (2—3 razy),
- D — (dzienne — max. do 24 godzin) — wymagana dokładność $\pm 50\%$

W ramach tegorocznego etapu prac badawczych w CLOR opracowywana jest szybka metoda pomiarów stężeń pierwiastków gamma promieniotwórczych w próbkach środowiskowych o dowolnym kształcie i gęstości oraz metody szybkiej kalibracji detektorów półprzewodnikowych (HPGe i Ge/Li) dla potrzeb kontroli próbek objętościowych.

K.J. Zawanowski

POŻAR W HISZPAŃSKIEJ ELEKTROWNI JĄDROWEJ VANDELLÓS I

19 października 1989 r., w czwartek w godzinach wieczornych wybuchł pożar w jednej z najstarszych elektrowni jądrowych pracujących na terenie Hiszpanii. Vandellós I jest elektrownią jądrową tzw. pierwszej generacji. Do krajowej sieci energetycznej została przyłączona w 1972 roku. Do dnia wypadku pracowała bezawaryjnie produkując energię elektryczną po bardzo niskich kosztach własnych. Wydarzenie zostało zakwalifikowane przez Komisję Bezpieczeństwa Jądrowego (CSN)* jako najbardziej niebezpieczny wypadek w historii hiszpańskiej energetyki jądrowej.

Dziesięć funkcjonujących elektrowni jądrowych o łącznym ponad 30% udziale w rocznym bilansie produkcji energii elektrycznej stawia Hiszpanię w rzędzie krajów, w których energetyka jądrowa odgrywa znaczną rolę w życiu gospodarczym.

Vandellós I jest jedyną hiszpańską elektrownią wyposażoną w reaktor chłodzony gazem. Taki typ reaktora stanowił

podstawowe rozwiązanie konstrukcyjne w oparciu o które rozwinięto energetykę jądrową w Wielkiej Brytanii i we Francji, gdzie w latach pięćdziesiątych i sześćdziesiątych skonstruowano wiele eksploatowanych do dnia dzisiejszego reaktorów energetycznych chłodzonych gazem. Reaktory te, pracując z uranem naturalnym (niewzbogaconym) jako paliwem jądrowym i grafitem jako moderatorem wykorzystują jako czynnik chłodzący, odbierający ciepło z rdzenia reaktora, dwutlenek węgla (CO₂).

EJ Vandellós I, zbudowana w oparciu o technologię francuską i w kooperacji z Francuzami, ma swoich licznych bliźniaków po drugiej stronie Pirenejów. Wybór przez stronę hiszpańską elektrowni pracującej z reaktorem tego typu wynikał z korzystnej oferty przedstawionej przez najbliższego sąsiada, posiadającego jednocześnie znaczne jak na owe czasy doświadczenia w eksploatacji obiektów tego rodzaju, oraz zalet stosowania CO₂ jako chłodziwa, jak np. łatwość obsługi reaktora (pominięcie medium wodnego w obiegu pierwotnym), niski stopień aktywowania się gazu oraz dużej rentow-

ności obiektu (niskie koszty produkcji energii elektrycznej). Dodatkowa zaleta, mająca znaczenie dla bezpieczeństwa jądrowego elektrowni, wynikała z możliwości alternatywnego wykorzystania powietrza atmosferycznego do schładzania rdzenia w wypadku awarii systemu CO₂.

Moc elektryczna Vandellós I, typowa dla elektrowni wykorzystujących reaktory chłodzone gazem, jest zbliżona do 500 MW. Położenie elektrowni nad brzegiem Morza Śródziemnego, w odległości ok. 120 km na południe od stolicy Katalonii — Barcelony — i 40 km od miasta pamiętającego jeszcze Rzymian — Terragony (dzisiejszej stolicy prowincji) — stanowi nietypowy, lecz charakterystyczny element kajobrazu tej części Złotego Wybrzeża (Casta Dorata) hiszpańskiej Rivieri.

Pożar zaczął się o godz. 21.39 w budynku maszynowni w zespole drugiego turbogeneratora. Na podstawie wstępnie przeprowadzonych analiz wydaje się najbardziej prawdopodobne, że pierwszym ogniwem w łańcuchu zdarzeń inicjujących pożar było pęknięcie łożyska umocowanego na wale turbiny, wskutek nadmiernych jego wibracji. Przez pęknięte łożysko zaczął wypływać olej, rozlewając się wokół podstawy turbiny i ściekając na położoną poniżej kondygnację. Zniszczenie łożyska i nadmierne bicie wału turbiny wywołały uszkodzenie mechaniczne sprzęgniętego z nią generatora elektrycznego. Przez szczeliny w generatorze zaczął uwalniać się, służący jako czynnik chłodzący, wodór, który zapalił się gwałtownie łącząc z tlenem zawartym w powietrzu. Zapalenie się rozlanego uprzednio oleju było początkiem całego wydarzenia.

Oba zespoły trubogeneratorów zostały natychmiast zatrzymane, a analiza zapisu komputerowego ze sterowni pozwoliła ustalić, że już w 32 sekundy po pierwszych symptomach pożaru nastąpiło awaryjne wyłączenie reaktora. Pomimo szybkiej interwencji pracowników elektrowni i przyzwanych na pomoc z pobliskich miejscowości jednostek straży pożarnej, pożar rozprzestrzenił się ogarniając swym zasięgiem również dolną kondygnację budynku maszynowni, na której usytuowane były urządzenia i systemy obiegu wtórnego. W akcji gaszenia uczestniczyło 25 jednostek straży pożarnej i 53 osoby spoza personelu elektrowni. Gęsty dym pochodzący z palącego się oleju oraz płonących instalacji, w tym okablowania elektrycznego i sygnałowego, stanowił znaczne utrudnienie dla ekip gaszących pożar. Opanowanie pożaru nastąpiło po parogodzinnych zmaganiach, 20 października ok. godz. 1.30, a jego całkowite wygaszenie ok. godz. 3.00.

Niezależnie od pożaru, lecz jako konsekwencja wibracji i uszkodzeń mechanicznych zespołu turbogeneratora wystąpiło również groźne i fatalne w swych późniejszych skutkach wydarzenie. Pękł jeden z rurociągów systemu wody technicznej dostarczającej wodę morską do chłodzenia kondensatora. Ta awaria spowodowała wtargnięcie zasolonej wody do budynku maszynowni, a przez pasaż łączący — do piwnic budynku reaktora, jak również innych pomieszczeń elektrowni leżących poniżej przelomu rurociągu. Woda — używana w akcji gaszenia i ta, której jedynym zadaniem było schładzanie kondensatora — zalała najniższe kondygnacje elektrowni, osiągając w nich poziom ok. 1 m i zatapiając wiele ciągów kablowych oraz urządzeń kontrolno-pomiarowych. Szacuje się, że całkowita objętość wody, która zalała pomieszczenia elektrowni, wynosiła ok. 4000 m³.

W wyniku pożaru i zalania wodą zostało częściowo lub całkowicie uszkodzonych wiele systemów elektrowni, również takich, które pełnią istotne funkcje z punktu widzenia bezpieczeństwa jądrowego.

Na skutek przerwy w dopływie energii elektrycznej niezbędnej do zasilania systemów, braku sygnałów sterujących i kontrolnych oraz defektów mechanicznych, nastąpiło wyłączenie z pracy dwóch spośród czterech turbosprężarek pracujących w systemie obiegu pierwotnego i tłoczących dwutlenek węgla do rdzenia reaktora. Należy jednak podkreślić, że zgodnie z założeniami projektowymi tylko dwie sprawne turbosprężarki umożliwiają w pełni bezpieczne wyłączenie i schłodzenie reaktora. Awarii uległy również pompy cyrkulacyjne wody zasilającej obiegu wtórnego, co automatycznie spowodowało uruchomienie pomp systemu pomocniczego, używanego przy normalnym wyłączeniu reaktora. Uszkodzony został także system chłodzenia reaktora podczas postoju — przy planowym wyłączeniu reaktora stosowany w ostatniej fazie jego realizacji — pozostając niesprawnym podczas całego zajścia. Zawiódł również układ automatycznej kontroli poziomu wody w zbiorniku, związany funkcjonalnie z systemem pomocniczym wody zasilającej, co objawiało się nieregularnościami w jego funkcjonowaniu i z punktu widzenia bezpieczeństwa jądrowego stanowiło momenty najbardziej krytyczne. Jednak nawet w wypadku całkowitego jego uszkodzenia w rezerwie pozostawała możliwość odbierania ciepła z rdzenia reaktora poprzez powietrze atmosferyczne, tłoczone do obiegu pierwotnego w zastępstwie CO₂ oraz grawitacyjny (tzn. pasywny) system awaryjnego zalewania rdzenia reaktora, który może zostać uruchomiony nawet w przypadku uszkodzenia centralnych systemów sterowania reaktorem.

Po ugaszeniu pożaru działania personelu elektrowni zostały przede wszystkim skierowane na wypompowanie wody z najniższych kondygnacji. Miało to na celu ocenę zniszczeń wywołanych pożarem i „powodzią”, jak i analizę możliwości szybkiego uruchomienia niektórych systemów. Szczególną wagę przywiązywano do szybkiego przywrócenia do eksploatacji systemu chłodzenia reaktora podczas postoju, co pozwoliłoby operatorom dysponować alternatywnym systemem chłodzenia i uniknąć nieprzewidzianych komplikacji w wypadku uszkodzenia pomocniczego systemu wody zasilającej. Jednak ze względu na brak odpowiednich środków technicznych — pomp o dużej wydajności — czynności te trwały dość długo. Ostatecznie przywrócenie pełnej operatywności systemu chłodzenia reaktora podczas postoju nastąpiło w sobotę, 21 października ok. godz. 18.30. W tym samym czasie zakończyła się faza schładzania rdzenia reaktora — przedłużona około dwukrotnie w stosunku do warunków normalnych ze względu na uszkodzenie dwóch z czterech turbosprężarek.

W dokonanej przez CSN na gorąco ocenie sytuacji podkreślono prawidłowość prowadzenia wszystkich akcji przez personel elektrowni, co wynikało przede wszystkim z dużej praktyki oraz doskonałej znajomości obiektu. Na szczególne wyróżnienie zasłużył zespół operatorów elektrowni, zmuszonych do pracy w dużym zadymieniu z koniecznością użycia w sterowni masek przeciwgazowych i aparatów tlenowych oraz silnych dodatkowych źródeł światła. Dobra praca personelu pozwoliła zapobiec rozwojowi krytycznej sytuacji, w której przez pewien okres czasu znajdowała się elektrownia.

Podczas wypadku nie zanotowano najmniejszych uwolnień

* — Consejo de Seguridad Nuclear

substancji radioaktywnych i wobec tego nie wystąpiło jakiekolwiek zagrożenie zarówno dla ekipy interweniujących, jak i dla mieszkańców najbliższej położonych miejscowości. Podczas późniejszych badań dokonano szczegółowego sprawozdania zapisu detektorów promieniowania rozmieszczonych zarówno w samej elektrowni, jak i położonej w pobliżu elektrowni Vandellós II (typu PWR) oraz detektorów należących do zewnętrznej sieci nadzoru radiologicznego prowincji Katalonia. Nie wykazały one wzrostu radioaktywności w analizowanej strefie.

Pożar w Vandellós I wywołał wiele dyskusji i komentarzy zarówno ze strony ruchów społecznych (grupy ekologiczne), jak i partii politycznych. Znalazło to swoje odbicie w wywiadach i artykułach ukazujących się w prasie codziennej. Jednak często przytaczane były fakty nie sprawdzone lub sprzeczne z rzeczywistością. Typowym przykładem jest artykuł z 25 października w jednym z najbardziej poczytnych dzienników hiszpańskich „El País”, w którym stwierdzono, że Międzynarodowa Agencja Energii Atomowej (MAEA) negatywnie wypowiedziała się na temat zdarzenia w elektrowni Vandellós I definiując go jako „najgroźniejszy wypadek od czasu Czarnobyla”. Wywołało to natychmiastowe dementi ze strony MAEA, a jednocześnie podkreślone zostało, że strona hiszpańska będąca jednym z sygnatariuszy układu dotyczącego Szybkiego Ostrzeżenia o Awariach Jądrowych zawiadomiła o zajściu, chociaż zgodnie z podpisaną konwencją nie była do tego zobowiązana, gdyż nie wystąpiła emisja substancji radioaktywnych.

Pożar w elektrowni nastąpił podczas pełnej kampanii przedwyborczej, na dwa tygodnie przed ogólnonarodowym głosowaniem. W wielu wypowiedziach dominowało stwierdzenie, że gdyby wypadek, jaki wydarzył się w Vandellós I,

wystąpił w miesiąc po wyborach nie wywołałby tak głośnej polemiki, natomiast w istniejącej sytuacji wszystkie opozycyjne partie wykorzystują ten fakt na swoją korzyść. Było w tych oświadczeniach sporo racji, gdyż po wyborach nie wracano już do zdarzenia, pozostawiając sprawę ekspertom.

CSN, jako instytucja odpowiadająca za bezpieczeństwo jądrowe i ochronę radiologiczną w Hiszpanii, po przeanalizowaniu wszystkich okoliczności sporządził w najbliższym czasie końcowy raport o stanie instalacji, który będzie podstawą dla decyzji o przyszłym losie elektrowni. Obecnie jest jednak jeszcze za wcześnie, aby o tym wyrokować.

Awarię w Vandellós I niektórzy dziennikarze nazwali „hiszpańskim Czarnobylem”, lecz chociaż w reaktorach chłodzonych gazem, jak i lekkowodnych reaktorach typu RBMK materiałem rdzenia jest grafit, to różnią się one między sobą diametralnie pod względem rozwiązań konstrukcyjnych i technologicznych, jak również zasad eksploatacji. Dlatego też trudno jest porównywać pożar, jaki wybuchł w elektrowni jądrowej Vandellós I i ewentualne jego skutki z awarią, jaka wystąpiła w EJ Czarnobyl.

Na przykładzie awarii w Vandellós I po raz kolejny okazało się, że najczęstszą przyczyną wyłączeń reaktorów w elektrowniach jądrowych są uszkodzenia obiegu wtórnego, czyli konwencjonalnej części obiektu. Zaprezentowany powyżej przypadek świadczy o tym, że zdarzenia występujące w obiegu wtórnym mogą prowadzić do sytuacji awaryjnej w części reaktorowej. W przekonaniu wielu osób, nawet specjalistów, część konwencjonalna elektrowni jądrowej ma niewielki wpływ na bezpieczeństwo obiektu oraz ochronę radiologiczną. Pogląd ten nie znajduje jednak potwierdzenia w rzeczywistości i w praktyce dozоровej przywiązuje się dużą wagę do zdarzeń mogących mieć swoje źródło poza częścią jądrową elektrowni.

Radionuklidy naturalne obecne w środowisku przyrodniczym można podzielić, ze względu na ich pochodzenie, na dwie grupy. Pierwszą grupę stanowią radionuklidy utworzone w okresie formowania się systemu słonecznego. Okresy ich połowicznego zaniku są duże w stosunku do czasu istnienia Ziemi, wynoszącego około $5 \cdot 10^9$ lat. Do grupy tej zalicza się także radionuklidy pochodne długo żyjących pierwiastków macierzystych, tworzących naturalne szeregi promieniotwórcze. Radionuklidy tych szeregów są emiterami promieniowań: alfa, beta i gamma. We wszystkich trzech naturalnych szeregach promieniotwórczych, obecnych w środowisku Ziemi, występuje radon: w torowym ^{220}Rn — toron; w uranowo-radowym ^{222}Rn ; w uranowo-aktynowym ^{219}Rn — aktynon. Izotopy radonu ulegając rozpadowi tworzą osad promieniotwórczy zawierający dalsze, kolejne radionuklidy szeregów promieniotwórczych. Naturalna mieszanina uranu zawiera 99,28% ^{238}U , który jest pierwiastkiem macierzystym szeregu uranowo-radowego, 0,0058% ^{234}U i 0,714% ^{235}U dającego początek szeregowi uranowo-aktynowemu. Wzajemne stosunki stężeń izotopów uranu w próbkach środowiskowych są najczęściej takie same, jak w jego mieszaninie naturalnej. Ważnym naturalnym izotopem promieniotwórczym, z uwagi na jego duży udział w ziemskim tle promieniowania jonizującego jest ^{40}K , stanowiący 0,0119% mieszaniny potasu naturalnego. ^{40}K emituje promieniowanie beta o energii maksymalnej 1,325 MeV i promieniowanie gamma o energii fotonów 1,46 MeV. W środowisku ziemskim są w bardzo małych ilościach również inne długo żyjące naturalne izotopy promieniotwórcze, jak np. ^{87}Rb , ^{138}La , ^{147}Sm , ^{176}Lu (1).

Drugą grupę radionuklidów naturalnych stanowią radionuklidy powstające w wyniku reakcji jądrowych zachodzących między cząstkami promieniowania kosmicznego, a jądrami niektórych pierwiastków znajdujących się w powietrzu. Praktycznie najważniejszymi radionuklidami powstałymi w ten sposób są: ^3H , ^7Be i ^{14}C . Radionuklidy naturalne są wszechobecne w środowisku Ziemi. Wartości ich stężeń w poszczególnych komponentach środowiska mogą się różnić między sobą o kilka rzędów wielkości, w zależności od naturalnych i sztucznie wytwarzanych warunków lokalnych. Obserwuje się również duże różnice składu izotopowego. Są one w znacznej mierze powodowane występowaniem licznych źródeł zanieczyszczających środowisko, a także istnieniem różnych dróg ich migracji.

- Na zanieczyszczanie środowiska przez radionuklidy naturalne składają się między innymi:
- działalność zakładów energetycznych i przemysłowych,
 - obecność różnego rodzaju wysypisk, hałd i stawów osadowych,
 - nawożenie związkami potasu,
 - ekshalacja radonu z powierzchni Ziemi i z materiałów budowlanych.

Źródłami skażeń środowiska ziemskiego przez sztuczne izotopy promieniotwórcze są wybuchy jądrowe oraz elektrownie jądrowe i inne zakłady techniki jądrowej. Zakłady te odprowadzają do środowiska bardzo niewielkie ilości substancji promieniotwórczych w czasie swej normalnej pracy. W wypadku ich awarii, do środowiska może przedostać się w sposób niekontrolowany znaczna ilość sztucznych izotopów promieniotwórczych. Wybuchy jądrowe przeprowadzane w atmosferze oraz awaria EJ w Czarnobylu spowodowały zanieczyszczenie środowiska ziemskiego przez sztuczne izotopy promieniotwórcze będące emiterami promieniowań alfa, beta i gamma (2). Niektóre z tych izotopów, jak: ^3H , ^{14}C , ^{85}Kr , ^{90}Sr , ^{134}Cs , ^{239}Pu — mają wieloletnie okresy połowicznego zaniku.

Ocena narażenia ludności Polski na promieniowanie jonizujące

Organizm ludzki narażony jest na promieniowanie źródeł zewnętrznych i promieniowanie pochodzące ze skażeń wewnętrznych powodowanych wdychaniem zanieczyszczonego powietrza i spożywaniem żywności zawierającej izotopy promieniotwórcze.

Ocena narażenia radiacyjnego ludności wymaga oznaczenia jakościowego i ilościowego radionuklidów obecnych w środowisku i żywności oraz przyjęcia odpowiednich metod analizy wyników pomiarów, które uwzględniłyby działanie biologiczne różnego rodzaju promieniowań jonizujących. Dokonywanie takich ocen jest możliwe dzięki wprowadzeniu pojęć: równoważnika dawki, efektywnego równoważnika dawki i efektywnego równoważnika dawki obciążającej (3).

Równoważnik dawki H określony jest iloczynem dawki pochłoniętej D i współczynnika jakości promieniowania Q, a w szczególnych przypadkach także innych współczynników. Zazwyczaj przyjmuje się:

$$H = DQ \text{ [Sv]}$$

Jeżeli wartość dawki pochłoniętej D wyrażona jest w grejach, wówczas wartość równoważnika dawki określana będzie w siwertach. Wartość współczynnika jakości promieniowania dla promieniowania X, gamma i beta wynosi 1, a dla cząstek alfa 20. Jeżeli napromieniowaniu uległy jedynie niektóre części ciała, lub gdy gromadzenie radionuklidów w określonych organach miało charakter wybiórczy, wówczas — dla porównania powstałego narażenia z narażeniem, gdy napromieniowaniu ulega całe ciało — wprowadza się odpowiednie współczynniki W_T . Ich wartość określa stosunek ryzyka powstania stochastycznych skutków promieniowania w wyniku napromieniowania organu „T” do ryzyka powstania takich skutków w przypadku jednakowego napromieniowania całego ciała.

Efektywny równoważnik dawki określany jest zależnością:

$$H_{\text{ef}} = \sum_T W_T H_T$$

gdzie H_T jest równoważnikiem dawki wyznaczonym dla organu T.

J. Jagielak

ŹRÓDŁA PROMIENIOWANIA JONIZUJĄCEGO I OCENA RÓWNOWAŻNIKA DAWKI OTRZYMYWANEJ PRZEZ LUDNOŚĆ POLSKI

Ocena sytuacji radiologicznej kraju wymaga określenia wartości efektywnego równoważnika dawki otrzymywanej przez ludność. Na wartość tę składa się promieniowanie jonizujące emitowane przez radionuklidy naturalne obecne w środowisku Ziemi oraz radionuklidy powstałe w sposób sztuczny, a także promieniowanie generowane przez różnego rodzaju urządzenia stosowane w diagnostyce medycznej, przemyśle, badaniach naukowych i innych dziedzinach działalności ludzkiej.

Tabela I.

Wartości średnich rocznych efektywnych równoważników dawek otrzymanych w 1985 roku przez mieszkańców Polski od naturalnych i sztucznych źródeł promieniowania (4).

Źródła promieniowania	Średnie dawki roczne „per caput” mSv/osoba	Procent całkowitego narażenia populacji %
A. RADIONUKLIDY ZNAJDUJĄCE SIĘ W ŚRODOWISKU		
I. Promieniowanie na zewnątrz budynków (q = 0,2)**		
a) promieniowanie kosmiczne	0,07	2,0
b) ziemskie promieniowanie gamma	0,04	1,1
c) promieniowanie radonu-222 i jego krótkożyciowych pochodnych	0,06	1,8
d) promieniowanie radonu-220 (toron)	0,02	0,6
e) opad promieniotwórczy z wybuchów jądrowych	0,002*	0,06*
II. Promieniowanie wewnątrz budynków (q = 0,8)		
a) promieniowanie gamma	0,60	17,6
b) promieniowanie radonu-222 i jego pochodnych w powietrzu	1,40	41,0
c) promieniowanie radonu-222 w gazie ziemnym i wodzie	0,03	0,9
d) promieniowanie radonu-220 (toron)	0,15	4,4
III. Radionuklidy inkorporowane:		
a) naturalne (wyłączając radon, toron)	0,37	10,9
b) opad promieniotwórczy	0,01	0,3
SUMA A	2,75	80,6
B. ŹRÓDŁA PROMIENIOWANIA STOSOWANE W DIAGNOSTYCE MEDYCZNEJ		
a) diagnostyka rentgenowska	0,54	15,8
b) badania radioizotopowe in vivo	0,05	1,5
SUMA B	0,59	17,3
C. NARAŻENIE ZAWODOWE		
a) promieniowanie zewnętrzne	0,002	0,05
b) promieniowanie radonu i jego pochodnych:		
— w kopalniach węgla kamiennego	0,066	1,90
— w kopalniach surowców chemicznych	0,001	0,02
— w kopalniach cynku, ołowiu i miedzi	0,001	0,04
SUMA C	0,070	2,01
D. INNE (przedmioty powszechnego użytku)	0,005	0,1
SUMA A + B + C + D	3,41	100

* wielkość ta zawarta jest w p. A.I.b.

** wartości podane w Tabeli obliczono zakładając, że mieszkańcy Polski 80% czasu spędzają w budynkach.

W celu oceny całkowitego narażenia, powodowanego określonym zastosowaniem źródeł promieniowania jonizującego lub wynikłego z awarii zakładów techniki jądrowej bądź też będącego następstwem wybuchów jądrowych, wprowadzono pojęcie równoważnika dawki obciążającej. Odnosi się ona do okresu od momentu zaistnienia narażenia radiacyjnego do czasu całkowitego jego zaniku:

$$H_c = \int_0^{\infty} \dot{H}(t) dt$$

gdzie $\dot{H}(t)$ jest mocą równoważnika dawki w odniesieniu do osoby pochodzącej z rozpatrywanej populacji. W tabelicy I przedstawiono średnie wartości rocznych efektywnych równoważników dawek, jakie otrzymał mieszkaniec Polski w roku 1985 od różnych źródeł promieniowania jonizującego. Około 80% całkowitego rocznego efektywnego równoważnika dawki, jaką w 1985 r. otrzymał statystyczny Polak pochodzi od promieniowania radionuklidów naturalnych, 17% — pochodzi ze źródeł promieniowania jonizującego stosowanych w diagnostyce medycznej, a 2% wnoszą grupy osób narażonych na promieniowanie z racji

wykonywanego zawodu. Udział promieniowania radionuklidów sztucznych, które przedostały się do środowiska Ziemi w wyniku próbnych wybuchów jądrowych, stanowił około 0,4% całkowitego rocznego efektywnego równoważnika dawki. Wartość rocznego równoważnika dawki spowodowanej awarią Elektrowni Jądrowej w Czarnobylu wyniosła w 1989 r. dla mieszkańca Polski, w zależności od rejonu kraju, od 15 do 100 μ Sv, co stanowi mniej niż 3% wartości rocznego efektywnego równoważnika dawki powodowanej promieniowaniem radionuklidów naturalnych i promieniowaniem stosowanym w diagnostyce medycznej.

Ocenia się, że wartość efektywnego równoważnika dawki obciążającej spowodowanej awarią EJ w Czarnobylu wyniesie w Polsce średnio 900 μ Sv (5, 6). Stanowi to około jednej czwartej średniej wartości efektywnego równoważnika dawki, jaką otrzymuje mieszkaniec Polski w ciągu roku.

PIŚMIENNICTWO

- 1 United Nations Scientific Committee on the Effects of Atomic Radiation: Ionizing Radiation Sources and Biological Effects, New York, 1982.
- 2 Zespół Państwowego Dozoru Bezpieczeństwa Jądrowego i Ochrony Radiologicznej: Raport o stanie bezpieczeństwa jądrowego i ochrony radiologicznej w 1988 roku.
- 3 International Commission on Radiological Protection, ICRP Publication 26, 1977.
- 4 Raport zbiorczy CLOR: Program ochrony środowiska przed promieniowaniem jonizującym do 2010 roku, Warszawa 1987.
- 5 Jagielak J., A. Pietruszewski, Z. Wołoszyn, K. Zawadowski, K. Garliński, M. Kozub: Effective Dose Equivalent to Average Individuals in Warsaw after the Chernobyl Accident, Radiation Protection Dosimetry 20, 4 (1987).
- 6 Żarnowiecki K.: Analysis of Radioactive Contaminations and Radiological Hazard in Poland after the Chernobyl Reactor Accident, Raport CLOR 120/D (1988).

PRAWO ATOMOWE
(Wykaz przepisów)

I. Ustawa

Ustawa z dnia 10 kwietnia 1986 r. — Prawo atomowe (Dz.U. nr 12, poz. 70; zm.: Dz.U. z 1987 r., nr 33, poz. 180).

II. Akty wykonawcze

1. Rozporządzenie Rady Ministrów z dnia 11 stycznia 1988 r. w sprawie organizacji, szczegółowych zadań i trybu wykonywania państwowego dozoru bezpieczeństwa jądrowego i ochrony radiologicznej (Dz.U. Nr 4, poz. 30).
2. Zarządzenie Prezesa Państwowej Agencji Atomistyki z dnia 28 lipca 1987 r. w sprawie ewidencji i kontroli źródeł promieniowania jonizującego (M.P. Nr 27, poz. 214).
3. Zarządzenie Prezesa Państwowej Agencji Atomistyki z dnia 28 lipca 1987 r. w sprawie rodzajów stanowisk mających istotne znaczenie dla zapewnienia bezpieczeństwa jądrowego i ochrony radiologicznej oraz warunków i trybu nadawania uprawnień koniecznych do ich zajmowania (M.P. Nr 27, poz. 215).
4. Zarządzenie Prezesa Państwowej Agencji Atomistyki z dnia 20 października 1987 r. w sprawie zasad ewidencji i kontroli materiałów jądrowych (M.P. Nr 33, poz. 285).
5. Zarządzenie Prezesa Państwowej Agencji Atomistyki z dnia 25 stycznia 1988 r. w sprawie wymagań jakim powinien odpowiadać sprzęt dozymetryczny stosowany w ochronie radiologicznej, oraz wymagań dotyczących ewidencjonowania wyników pomiarów dozymetrycznych (M.P. Nr 6, poz. 59).
6. Zarządzenie Prezesa Państwowej Agencji Atomistyki z dnia 25 lutego 1988 r. w sprawie warunków przywozu z zagranicy, wywozu za granicę oraz przewozu przez terytorium Polskiej Rzeczypospolitej Ludowej materiałów jądrowych, źródeł promieniotwórczych i urządzeń zawierających takie źródła (M.P. Nr 9, poz. 82).
7. Zarządzenie Prezesa Państwowej Agencji Atomistyki z dnia 31 marca 1988 r. w sprawie dawek granicznych promieniowania jonizującego i wskaźników pochodnych określających zagrożenie promieniowaniem jonizującym (M.P. Nr 14, poz. 124).
8. Zarządzenie Prezesa Państwowej Agencji Atomistyki z dnia 1 czerwca 1988 r. w sprawie szczegółowych zasad tworzenia i zagospodarowania strefy ochronnej wokół obiektu jądrowego (M.P. Nr 20, poz. 180).
9. Zarządzenie Prezesa Państwowej Agencji Atomistyki z dnia 6 czerwca 1988 r. w sprawie zasad ochrony fizycznej materiałów jądrowych (M.P. Nr 20, poz. 181).
10. Rozporządzenie Rady Ministrów z dnia 23 lutego 1987 r. w sprawie szczegółowego zakresu działania Państwowej Agencji Atomistyki i Prezesa PAA (Dz.U. nr 9, poz. 55).
11. Uchwała nr 20/87 Rady Ministrów z dnia 23 lutego 1987 r. w sprawie nadania statutu Państwowej Agencji Atomistyki (nie publikowaną).
12. Zarządzenie Ministra Finansów z dnia 26 sierpnia 1986 r. w sprawie określenia zakładu ubezpieczającego odpowiedzialność cywilną osób eksploatujących obiekt jądrowy (M.P. nr 28, poz. 201).
13. Zarządzenie Ministra Zdrowia i Opieki Społecznej z dnia 18.XI.88 w sprawie warunków, jakie powinny spełniać pracownicy rentgenowskie oraz zasad pracy związanej z posługiwaniem się aparatami rentgenowskimi (M.P. nr 32, poz. 295).
14. Zarządzenie Ministra Zdrowia i Opieki Społecznej z dnia 16 lipca 1988 r. w sprawie zakresu oraz zasad szkolenia osób odpowiedzialnych za stan ochrony przed promieniowaniem jonizującym w pracowniach rentgenowskich (M.P. nr 25, poz. 233).
15. Zarządzenie Ministra Obrony Narodowej nr 49/MON z dnia 27 lipca 1988 r. w sprawie organizacji radiacyjnych zespołów awaryjnych oraz zasad i trybu usuwania skutków wypadków radiacyjnych (szkód jądrowych) w podległych jednostkach organizacyjnych (Dziennik Rozkazów MON).
16. Zarządzenie Prezesa Państwowej Agencji Atomistyki z dnia 19 maja 1989 r. w sprawie zasad zaliczania odpadów do odpadów promieniotwórczych oraz ich kwalifikowania i ewidencjonowania, a także warunków ich unieszkodliwiania, przechowywania i składowania (M.P. nr 18, poz. 125).
17. Zarządzenie Prezesa Państwowej Agencji Atomistyki z dnia 19 czerwca 1989 r. w sprawie szczegółowych wymagań i warunków bezpieczeństwa jądrowego i ochrony radiologicznej (M.P. nr 23, poz. 180) — (dotyczy zasad sporządzania planów awaryjnych w obiektach jądrowych).
18. Zarządzenie Ministra Obrony Narodowej nr 36/MON z dnia 10 lipca 1989 r. w sprawie zasad i trybu stosowania przepisów ustawy „Prawo atomowe” w jednostkach organizacyjnych podległych Ministrowi Obrony Narodowej (Dziennik Rozkazów MON).

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

*Wydawca: Państwowy Dozór Bezpieczeństwa Jądrowego i Ochrony Radiologicznej
Warszawa ul. Krucza 36*

*Redakcja: 03-194 Warszawa — ul. Konwaliowa 7
tel. 111-999
red. naczelny — Jerzy Zandberg
sekretarz redakcji — Ewa Szkulcka*

*Przewodniczący Rady Programowej
doc. Waclaw Dąbek*

*Wydawnictwo „Miniatura”
Kraków ul. Krupnicza 22/24*

