

ISSN 2353-9062

3 (101) 2015

BEZPIECZEŃSTWO JĄDROWE I OCHRONA RADIOLOGICZNA



PAŃSTWOWA
AGENCJA
ATOMISTYKI

Wydawca:



Redakcja: ul. Krucza 36, 00-522 Warszawa
TEL. 22 695 98 22, 629 85 93
FAX 22 695 98 15
E-MAIL biuletyn@paa.gov.pl
WWW. paa.gov.pl

Maciej JURKOWSKI, Przewodniczący Rady Programowej

Marek WOŹNIAK, Redaktor naczelny

ISSN 2353-9062 (publikacja elektroniczna)

BEZPIECZEŃSTWO JĄDROWE I OCHRONA RADIOLOGICZNA

BIULETYN INFORMACYJNY PAŃSTWOWEJ AGENCJI ATOMISTYKI

Nr 3 (101) 2015
Warszawa

Spis treści

Barbara Zielińska	
Postępowanie z wypalonym paliwem z elektrowni jądrowych.	5
Iwona Matujewicz, Wojciech Krysiński	
Stacje wczesnego wykrywania skażeń promieniotwórczych	11
Marcin Dąbrowski	
Wydawanie przez Prezesa PAA nowego zezwolenia na eksploatację dla reaktora badawczego Maria	16
Krzysztof Kruk	
Zadania i działalność Grupy Dostawców Jądrowych	23
Monika Skotniczna	
Ochrona fizyczna źródeł promieniotwórczych.	27

Szanowni Państwo

W rozmowach z ludźmi mało zorientowanymi w problematyce energetyki jądrowej na temat realizacji polskiego programu jądrowego często ujawniają się ich obawy co do istnienia rozwiązania problemu powstających w elektrowniach odpadów promieniotwórczych oraz wypalnego paliwa jądrowego. Trzeci tegoroczny numer biuletynu otwiera artykuł pani **Barbary Zielińskiej** omawiający dostępne obecnie strategie postępowania z wypalonym paliwem z elektrowni jądrowych i związane z nimi wyzwania oraz stosowane obecnie na świecie systemy przechowywania takiego paliwa. Omówiono w nim także współzależności zachodzące pomiędzy poszczególnymi etapami jądrowego cyklu paliwowego.

Drugą pozycją w bieżącym numerze biuletynu jest artykuł pani **Iwony Matujewicz** i pana **Wojciecha Krysińskiego** poświęcony pozytywnym zmianom, jakie zachodzą w istniejących w Polsce systemach stacji wczesnego wykrywania skażeń promieniotwórczych.

Kolejnym z ukazujących się w poprzednich numerach biuletynu artykułów z serii ilustrującej prace dozoru jądrowego – tym razem zawierającym opis procesu wydawania nowego zezwolenia na eksploatację reaktora MARIA po jego modernizacji – jest artykuł pana **Marcina Dąbrowskiego** zamieszczony jako trzeci w bieżącym numerze.

Ostatnie dwa artykuły poświęcone są natomiast tematyce zabezpieczeń przed proliferacją broni jądrowej (*safeguards*) i ochrony fizycznej (*security*), dwóch obszarów, które obok problematyki bezpieczeństwa (*safety*), częściej goszczącej na naszych łamach, należą do istoty działań dozoru jądrowego w pełnym zakresie określanym jako „3S”.

W pierwszym z tych artykułów pan **Krzysztof Kruk** opisuje znaczenie zaangażowania Polski w prace Grupy Dostawców Jądrowych (GDJ) i tzw. Komitetu Zanggera dla procesu kontroli wywozu materiałów strategicznych i produktów o podwójnym zastosowaniu z Polski.

W drugim artykule pani **Monika Skotniczna** omawia problem zapewnienia właściwej ochrony fizycznej źródeł promieniotwórczych i obowiązki różnych podmiotów związanych z zastosowaniami źródeł promieniotwórczych, a także z postępowaniem w przypadku utraty kontroli nad źródłami promieniotwórczymi wskutek aktów przestępczych lub z odnalezionymi źródłami niekontrolowanymi – w świetle obowiązującego w Polsce prawa i zaleceń międzynarodowych.



Przewodniczący Rady Programowej
Maciej Jurkowski

Postępowanie z wypalonym paliwem z elektrowni jądrowych

Barbara Zielińska
Państwowa Agencja Atomistyki

1. Wprowadzenie

Artykuł powstał na podstawie materiałów prezentowanych na *International Conference on The Management of Spent Fuel from Nuclear Power Reactors, an Integrated Approach to the Back-End of the Fuel Cycle*, organizowanej przez IAEA. Konferencja poświęcona była postępowaniu z wypalonym paliwem jądrowym, a zwłaszcza znaczeniu zintegrowanego podejścia do tego zagadnienia. Artykuł opisuje niektóre z zagadnień poruszanych w trakcie konferencji, m.in. przyjęte na świecie strategie postępowania z wypalonym paliwem, przechowywanie wypalonego paliwa jako jeden z etapów cyklu paliwowego, opcje przechowywania, wyzwania związane z wydłużeniem okresu przechowywania wypalonego paliwa i przechowywaniem głęboko wypalonego paliwa oraz paliwa MOX, a także program zarządzania starzeniem się.

2. Strategie postępowania z wypalonym paliwem jądrowym

Wybór strategii postępowania z wypalonym paliwem powiązany jest z dostępnością i lokalizacją zakładów przerobu i składowisk, ilością oraz rodzajem posiadanych reaktorów energetycznych, infrastrukturą transportową oraz potencjałem ekonomicznym.

Obecnie kraje mają możliwość wyboru jednej z trzech przyjmowanych na świecie strategii postępowania z wypalonym paliwem:

- „zamknięty cykl paliwowy”, w którym wypalone paliwo jest ponownie przerabiane. Przerób został wdrożony na skalę przemysłową w wielu krajach o dużych programach jądrowych (np. Francja, Wielka Brytania i Rosja);
- „otwarty cykl paliwowy”, w którym wypalone paliwo nie jest przerabiane, a preferowaną opcją jest jego składowanie. Opcja ta staje się coraz bardziej powszechna

i chociaż składowisko głębokie nie jest jeszcze dostępne, niektóre kraje poczyniły znaczne postępy na drodze do otwarcia tego typu składowiska. Należy tutaj wymienić Finlandię i Szwecję, w których eksploatacja składowisk głębokich planowana jest na 2022 i 2027 rok;

- „czekaj i patrz”, w której to strategii nie została jeszcze podjęta żadna decyzja co do losów wypalonego paliwa. Ta opcja jest najczęściej związana z niezdecydowaniem i brakiem postępu we wdrażaniu składowiska głębokiego bądź przerobu i oznacza konieczność długotrwałego przechowywania.

Niezależnie od przyjętej strategii budowa głębokiego składowiska jest konieczna ze względu na odpady generujące ciepło zarówno w przypadku wypalonego paliwa jądrowego z cyklu otwartego, jak i wysokoaktywnych odpadów pochodzących z cyklu zamkniętego. Strategia przyjęta przez państwo ma wpływ na rodzaj wybranego systemu przechowywania i wymagania techniczne. Analizując wybrane przez kraje strategie, można zauważyć, że te, które przyjęły opcję przerobu, będą dążyły najczęściej do tego, aby posiadać przechowalnik mokry usytuowany z dala od reaktora. W krajach, w których przyjętą strategią jest składowanie wypalonego paliwa lub jeszcze nie zdecydowano o końcowym etapie cyklu paliwowego, wybierana jest opcja mokrego lub suchego przechowalnika zlokalizowanego na terenie reaktora. Szwecja jest jedynym krajem, który zdecydował się na składowanie wypalonego paliwa i posiada centralny przechowalnik mokry usytuowany z daleka od reaktorów (obiekt CLAB) [1]. Ponadto można zaobserwować, że te kraje, w których nagromadzone ilości wypalonego paliwa zbliżają się do pojemności istniejących przechowalników, planują zwiększyć ich pojemność poprzez wybudowanie dodatkowych obiektów (baseny w Finlandii, „vaults” na Węgrzech, system oparty na pojemnikach w Hiszpanii). Większość krajów rozpoczęła swoje własne programy budowy składowiska, przy czym, jak już wspomniano, najbardziej zaawansowane są Szwecja

i Finlandia. Do krajów, które mają długoterminową wizję i strategię w odniesieniu do postępowania z wypalonym paliwem, można zaliczyć, poza Szwecją i Finlandią, także Francję i Holandię. Natomiast Niemcy i USA są krajami, których długoterminowe strategie zostały zakłócone, głównie z powodów politycznych [1].

3. Przegląd stosowanych na świecie systemów przechowywania wypalonego paliwa jądrowego

Przechowywanie wypalonego paliwa jest niezbędnym etapem w każdym cyklu paliwowym. Zastosowany system przechowywania musi zapewnić bezpieczne odprowadzenie ciepła pochodzącego z rozpadu promieniotwórczego, ochronę przed promieniowaniem, kontrolę krytyczności oraz spełniać funkcję obudowy bezpieczeństwa zapobiegającej uwolnieniu materiału promieniotwórczego. System przechowywania musi być zaprojektowany w taki sposób, aby spełniać swoje funkcje zarówno w normalnych warunkach eksploatacji, jak i w sytuacjach awaryjnych, a także musi umożliwiać odzysk przechowywanego materiału promieniotwórczego przez cały okres przechowywania. Wyjęte z rdzenia reaktora wypalone paliwo przechowywane jest w basenie technologicznym reaktora do momentu, kiedy w bezpieczny sposób może być przetransportowane do zakładu przerobu, składowiska głębokiego bądź do centralnego lub zlokalizowanego na terenie elektrowni jądrowej przechowalnika suchego czy mokrego, gdzie z kolei oczekuje na transport do zakładu przerobu bądź do składowiska.

W systemie przechowywania suchego paliwa jądrowe, uprzednio schłodzone w basenie, zostaje zamknięte wewnątrz pojemnika wypełnionego obojętnym gazem. Pojemnik jest zazwyczaj stalowym zaspawanym lub zakręcanym cylindrem zapewniającym szczelne zamknięcie wypalonego paliwa jądrowego. Każdy cylinder ponadto otoczony jest dodatkowymi materiałami osłonowymi, takimi jak stal, beton itp., w celu zapewnienia ochrony radiologicznej pracowników i społeczeństwa. Poniżej zostały opisane stosowane na świecie systemy przechowywania wypalonego paliwa jądrowego.

3.1. Basen (przechowalnik mokry)

Technologia ta jest technologią bezpieczną, dojrzałą, ale nie jest to rozwiązanie długoterminowe. Paliwo zaraz po wyjęciu z rdzenia reaktora wydziela dużo ciepła pochodzącego z rozpadu promieniotwórczego, dlatego wymaga aktywnego chłodzenia. Podstawową zaletą przechowalników mokrych jest skuteczne chłodzenie, łatwy monitoring stanu paliwa oraz większa elastyczność, jeśli chodzi o transport i rodzaj opakowania po okresie przechowywania. Gruba warstwa wody w basenie jest nie tylko czynnikiem chłodzącym, ale też stanowi osłonę przed promie-

niowaniem. Przechowalniki mokre mogą być usytuowane przy elektrowni, np. przechowalniki w Fukushima (Japonia), Loviisie (Finlandia), Gosgen (Szwajcaria) bądź w innym miejscu poza elektrownią, np. przechowalniki w Sellafield (UK), La Hague (Francja), Clab (Szwecja), GE Morris (USA) [1, 2].

3.2. „Vault”

„Vault” – budynek ze wzmocnionego betonu, w którym znajduje się układ wnęk (komór) do przechowywania wypalonego paliwa. Ciepło generowane przez wypalone paliwo odprowadzane jest przez wymuszoną bądź naturalną konwekcję powietrza na zewnątrz wnęk do przechowywania, przy czym powietrze to jest odprowadzane bezpośrednio lub przez system filtrów. Konstrukcje typu „vault” zaprezentowane są na rysunkach 1 i 2. Przykładem tego typu suchego przechowalnika są: obiekt Wylfa (UK), obiekty MVDS w Paks (Węgry) i Fort St. Vrain (USA) oraz CANSTOR/MACSTOR przy elektrowni jądrowej Gentilly-2 (Kanada) [1, 2, 3].



Rys. 1. Przykład systemu przechowywania typu „vault” w zakładzie przerobu wypalonego paliwa w Idaho.

Źródło: http://lobby.la.psu.edu/066_Nuclear_Repository/Agency_Activities/DOE/DOE_How_is_Fuel_Spent.htm



Rys. 2. Przykład systemu przechowywania typu „vault” w elektrowni Gentilly-2 w Kanadzie.

Źródło: <http://nuclearsafety.gc.ca/eng/waste/high-level-waste/index.cfm>

3.3. Silos

Silos jest podobny do pionowego betonowego pojemnika, z wyjątkiem tego, że nie ma przepływu chłodzenia wewnątrz monolitycznej struktury. Ten system przechowywania stosowany jest w przypadku paliwa generującego małe ilości ciepła. Tego typu przechowalniki są w New Brunswick Power's Point Lepreau (Kanada), Embalse (Argentyna) [1].



Rys. 3. Betonowy silos w Point Lepreau.

Źródło: <http://nuclearsafety.gc.ca/eng/waste/high-level-waste/index.cfm>

3.4. System oparty na metalowych pojemnikach (*metal cask concept*)

Jest to system modułowy, w którym wypalone paliwo umieszczane jest w metalowym pojemniku mającym przykręcaną pokrywę. Ciepło generowane przez paliwo usuwane jest na drodze konwekcji lub przewodzenia w zależności od użytego materiału i projektu pojemnika. Pojemniki przeznaczone są zarówno do przechowywania, jak i przechowywania oraz transportu (*dual purpose cask*). Zaprojektowano również pojemniki służące do transportu, przechowywania i składowania (*multipurpose cask*), jednakże jak do tej pory żaden z pojemników nie uzyskał zezwolenia na składowanie. Przykładem tego typu systemu przechowywania jest GNS CASTOR, gdzie wypalone paliwo znajduje się w koszyku wykonanym ze stali nierdzewnej z dodatkiem boru, który następnie umieszcza się w żeliwnym pojemniku [1, 4]. Innym przykładem jest opracowana przez AREVA rodzina pojemników służących do transportu i przechowywania TN@24 o różnych pojemnościach od 21 wypalonych elementów paliwowych pochodzących z reaktora PWR do 97 elementów paliwowych pochodzących z reaktora BWR. Maksymalne dopuszczalne wypalenie paliwa przechowywanego i transportowanego w tych pojemnikach to 65–70 GWd/tHM, a czas chłodzenia to 5–7 lat. Pojemniki te mogą być umieszczone na zewnątrz (Stany Zjednoczone) lub w budynkach (Szwajcaria, Niemcy, Belgia i Japonia) [5].

3.5. System oparty na pojemnikach (*canister-based system*)

Wypalone paliwo pakowane jest do stalowego pojemnika (*dual purpose cask*), który następnie umieszczany jest w betonowej osłonie (*overpack*). Betonowa osłona zapewnia pasywny odbiór ciepła z pojemnika na drodze konwekcji przez otwory wentylacyjne. Istnieją dwa warianty tego systemu: pionowe przechowywanie w betonowej osłonie oraz poziome przechowywanie w betonowym module poziomym. Pionowe betonowe osłony umieszczane są obok siebie na betonowej podkładce, natomiast poziome moduły wykonane ze wzmocnionego betonu umieszczane są na betonowej podkładce jeden obok drugiego w konfiguracji liniowej. Przykładem takiego systemu jest opracowany przez AREVA system TN@NOVATM, w którym pojemnik osłonowy wykonany jest z metalu i jest on umieszczony w pozycji pionowej [5]. Innym przykładem systemu przechowywania opartego na pojemnikach jest opracowany przez AREVA system NUHOMS® (rys. 4), wiodąca technologia stosowana w USA, składający się z pojemników umieszczonych w ułożonych poziomo betonowych modułach. Obecnie AREVA udoskonala ten typ przechowalnika suchego, tak aby możliwe było przechowywanie paliwa głęboko wypalonego, wprowadzając system NUHOMS®EOS. System NUHOMS®EOS oferuje większą pojemność, większe obciążenie cieplne, możliwość przechowywania uszkodzonych elementów paliwowych, opcję wbudowania w moduł betonowy portu do łatwiejszej kontroli starzenia się elementów systemu oraz opcję stosowania pojemnika podwójnego ze stali nierdzewnej, co sprawia, że jest bardziej odporny na korozję w środowisku morskim. System NUHOMS®EOS pozwala na przechowywanie 37 wypalonych elementów paliwowych z reaktora PWR lub 89 wypalonych elementów paliwowych z reaktora BWR. Ponadto możliwe jest przechowywanie paliwa o wypaleniu do 62 GWd/tHM, maksymalnym dopuszczalnym wzbogaceniu do 5% dla paliwa PWR i 4,8% dla paliwa BWR i minimalnym czasie chłodzenia 3 lata [5].



Rys. 4. System NUHOMS®.

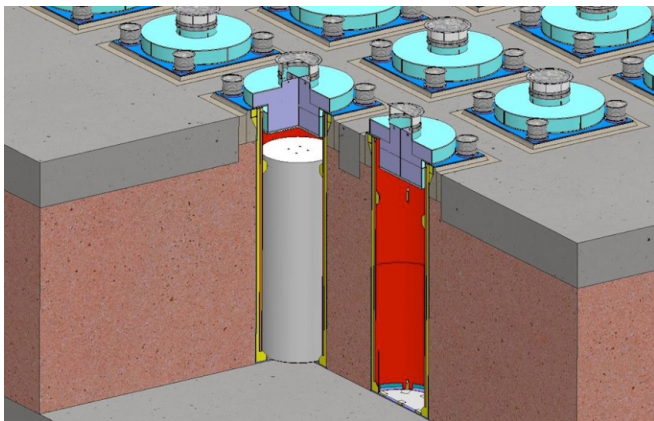
Źródło: <http://us.aveva.com/EN/home-1497/new-challenges-proven-solutions-prevention-nuhoms-dry-cask-stora.html>

Zalety tych dwóch rozwiązań to modułowość, pasywne chłodzenie oraz niskie koszty początkowe.

3.6. Koncepcja przechowywania pod powierzchnią gruntu

System przechowywania pojemników z wypalonym paliwem w zagłębionych w ziemi silosach oznaczony jako HI-STORM UMAX został opracowany i obecnie wdrażany jest przez amerykańską firmę Holtec International. Pierwszy taki system przechowalników suchych budowany jest na terenie elektrowni jądrowej Callaway. System składa się z grubego monolitycznego bloku betonowego o budowie warstwowej (sandwiczowej) z warstwą betonu o niskiej wytrzymałości pomiędzy górną i dolną warstwą betonu zbrojonego. W monolityczną warstwę betonu wbudowana jest metalowa komórka, w której znajduje się pojemnik z wypalonym paliwem jądrowym. Każdy pojemnik z wypalonym paliwem DPC przechowywany jest oddzielnie w jednej z tych podziemnych komórek. Każda komórka jest chłodzona indywidualnie za pomocą pasywnych kanałów chłodzących pionowego modułu wentylacyjnego. Wloty i wyloty kominowe zostały tak zaprojektowane, aby działać niezależnie od wiatru wiejącego w poprzek miejsca przechowywania. Na rysunku 5 przedstawiono koncepcję przechowywania wypalonego paliwa jądrowego pod powierzchnią gruntu.

Zaletą tego typu systemu jest jego solidność i wytrzymałość na trzęsienia ziemi oraz inne występujące zdarzenia zewnętrzne. Paliwo znajdujące się w pojemniku jest niedostępne w przypadku uderzenia w obiekt samolotu. Ponadto system zapewnia łatwy dostęp i kontrolę kanałów wylotowych i wlotowych, dlatego gdyż znajdują się one na poziomie powierzchni ziemi. System jest bardzo elastyczny, jeśli chodzi o projektowanie, obiekt nie musi posiadać kształtu prostokątnego, można łatwo dostosować jego kształt do kształtu terenu. Otaczająca obiekt ziemia stanowi doskonałą osłonę przed promieniowaniem jonizującym dla pracowników i społeczeństwa. Koncepcja ta



Rys. 5. System przechowywania pod powierzchnią gruntu HI-STORM UMAX.

Źródło: <http://www.holtecinternational.com/productsandservices/wasteandfuelmanagement/hi-storm/>

wyduje się bardziej akceptowalna przez społeczeństwo niż konwencjonalne systemy znajdujące się na powierzchni ziemi. Istnieje szereg wyzwań licencyjnych związanych z dostosowaniem szerokiej gamy istniejących pojemników o różnych średnicach i długościach do tego typu systemu [6].

Tabela 1. Charakterystyka systemu przechowywania pod powierzchnią gruntu HI-STORM UMAX (źródło: „Underground Interim Storage of Spent Nuclear Fuel – HI-STORM UMAX”, W.S. Woodward, Holtec International)

Pojemność przechowalnika dla paliwa PWR/BWR	37/89 zestawów paliwowych
Pojemność przechowalnika dla paliwa uszkodzonego PWR/BWR	do 12/16 zestawów paliwowych
Maksymalna pojemność cieplna	do 37 kW
Maksymalne początkowe wzbogacenie	5,0/5,0 wt % U235
Maksymalne akceptowalne wypalenie	68,2 GWd/tHM
Minimalny czas chłodzenia	3 lata
Czas eksploatacji	> 100 lat

4. Wyzwania związane z wydłużonym przechowywaniem wypalonego paliwa

Wiele krajów, z uwagi na opóźnienia we wdrażaniu długoterminowych rozwiązań dla wypalonego paliwa, takich jak składowanie w głębokim składowisku, stanie przed koniecznością przedłużania zezwoleń na eksploatację przechowalników powyżej pierwotnie zakładanego okresu. Przewiduje się nawet, że okres przechowywania wypalonego paliwa w suchym przechowalniku może sięgać 100 i więcej lat. Kluczowymi zagadnieniami jest więc poznanie zachowania się wypalonego paliwa w warunkach suchego przechowywania w długim okresie, jak również monitorowanie starzenia się systemu przechowywania. Istotne jest więc przygotowanie programu zarządzania starzeniem się. W Stanach Zjednoczonych wydawane jest zezwolenie początkowe na eksploatację przechowalnika suchego na okres 20 lat, po którym to możliwe jest przedłużenie zezwolenia po wykazaniu bezpieczeństwa eksploatacji przechowalnika na okres kolejnych 40 lat. W tym celu wnioskodawca musi przedłożyć regulatorowi (NRC) przegląd i ocenę struktur, systemów i komponentów istotnych z punktu bezpieczeństwa wraz z programem zarządzania starzeniem się. Podobnie w Hiszpanii wydawane jest zezwolenie początkowe na okres 20 lat, po których to można przedłużyć zezwolenie o kolejne 20 lat. W innych krajach przewidziane jest wydawanie zezwoleń na okres dłuższy niż 20 lat: Niemcy – 40 lat, Szwajcaria – 40 lat, Belgia – 40 lat, Wielka Brytania – ok. 100 lat i Japonia – 50 lat [7]. Dwoma kluczowymi parametrami, które muszą być monitorowane, jest starzenie się i degradacja systemów

oraz ewolucja właściwości mechanicznych paliwa, przy czym należy zauważyć, że dla paliwa głębiej wypalonego (w Stanach Zjednoczonych jest to paliwo o wypaleniu powyżej 45 GWd/tHM) niepewności co do jego degradacji wraz z czasem jest więcej. Integralność pojemnika, który stanowi podstawową barierę dla materiału promieniotwórczego podczas przechowywania, jest bardzo ważna, biorąc pod uwagę możliwe do wystąpienia w spawanych elementach ze stali nierdzewnej: korozję wżerową, szczelinową i pękanie korozyjno-naprężeniowe powodowane chlorkami [8]. Barierę dla produktów rozszczepienia stanowi oprócz pojemnika także osnowa paliwowa oraz koszulka. W celu zapewnienia szczelności koszulki, która stanowi pierwszą barierę zatrzymującą produkty rozszczepienia, wielkości naprężenia obwodowego koszulki, odkształcenia obwodowego koszulki oraz temperatury podczas przechowywania i suszenia paliwa nie mogą przekroczyć pewnych limitów [9]. Utrzymanie wartości obwodowego naprężenia koszulki poniżej 120 MPa, wartości obwodowego odkształcenia koszulki poniżej 1% oraz temperatury koszulki poniżej 370°C zapobiega pojawieniu się mechanizmów prowadzących do uszkodzenia paliwa. Skuteczny program zarządzania starzeniem się wymaga wiedzy technicznej na temat mechanizmów degradacji, technik kontroli i oceny, środków zapobiegania i łagodzenia w celu zatrzymania skutków starzenia się oraz wskazówek dotyczących naprawy i wymiany podzespołów. Szczególną uwagę należy zwrócić na możliwości transportu wypalonego paliwa po długim okresie przechowywania.

Przechowywanie głęboko wypalonego paliwa oraz paliwa z tlenków mieszanych w przechowalniku suchym, zwłaszcza gdy planowane jest przedłużenie okresu przechowywania, stanowi pewne wyzwanie, biorąc pod uwagę właściwości tych paliw. W takim przypadku należy wziąć pod uwagę, że zarówno z głęboko wypalonego paliwa, jak i paliwa MOX uwalniane są większe ilości gazowych produktów rozszczepienia, co prowadzi do wzrostu ciśnienia wewnątrz koszulki paliwowej. Drugim czynnikiem, który powinien być brany pod uwagę w przypadku przedłużonego przechowywania, powodującym wzrost ciśnienia wewnątrz koszulki jest rozpad alfa prowadzący do uwolnienia z paliwa większej ilości helu. Dodatkowo głęboko wypalone paliwo oraz paliwo MOX generuje więcej ciepła pochodzącego z rozpadu promieniotwórczego, a ciepło to wolniej spada ze względu na większą zawartość aktynowców mniejszościowych¹. W związku z tym paliwa te wymagają dłuższego okresu chłodzenia. W celu spełnienia wymagań dotyczących obciążenia cieplnego/dawki podczas przechowywania, transportu, przerobu, składowania, ilość głęboko wypalonych elementów paliwowych oraz paliwa MOX umieszczonych w pojemniku do przechowywania jest odpowiednio mniejsza. Z powodu większej zawartości

aktynowców mniejszościowych wymagane jest dodatkowe ekranowanie przechowywanego paliwa głęboko wypalonego i MOX. Ponadto w przypadku tego paliwa wymagane jest stosowanie dodatkowych środków kontroli krytyczności [1, 9].

5. Możliwe powiązania pomiędzy początkiem a końcem cyklu paliwowego

Poszczególne etapy cyklu paliwowego są ze sobą powiązane (*interdependencies among the different steps*), gdyż decyzje, dostępne opcje i rozwiązania na jednym etapie cyklu determinują kolejny etap, będąc jednocześnie determinowane przez decyzje podjęte w poprzednim etapie. Na przykład konstrukcja paliwa i warunki napromieniowania mają wpływ na charakterystykę wypalonego paliwa, a to z kolei warunkuje ryzyko, dostępne opcje i koszty przeładunku, transport, przechowywanie, przerób i składowanie. Głębokie wypalenie paliwa zazwyczaj obniża koszty początkowe, jednakże zwiększa koszty końcowe poprzez wydłużenie okresu przechowywania oraz konieczność zmniejszenia ryzyka napromieniowania personelu podczas przechowywania, przeładunku, przerobu i składowania [10]. Czas oraz warunki przechowywania wypalonego paliwa mogą powodować chemiczne i fizyczne zmiany paliwa i pojemnika, np. starsze paliwo może stać się bardziej kruche i w odniesieniu do niego będą potrzebne ostrzejsze wymagania, jeśli chodzi o przeładunek i opakowanie. Stan paliwa i jego opakowania wpływa na możliwość jego transportu oraz zdolność do spełnienia kryteriów jego akceptacji w każdym z obiektów realizujących kolejne etapy cyklu paliwowego. Głębokie wypalenie wpływa na wszystkie etapy postępowania z wypalonym paliwem jądrowym, w szczególności poprzez wzrost obciążenia cieplnego oraz zwiększenie podatności na degradację. Innym przykładem jest oddziaływanie konstrukcji paliwa i jego wypalenia na wymagania dotyczące koszulki – np. jej podatności na uszkodzenia w czasie przechowywania i transportu. Istotne jest więc, aby producenci paliwa, operatorzy elektrowni jądrowych oraz obiektów związanych z końcowym postępowaniem z paliwem jądrowym współpracowali ze sobą, mając świadomość wpływu podejmowanych przez nich decyzji na cały cykl paliwowy. Dla poszczególnych obiektów przyjmujących wypalone paliwo jądrowe powinny być określone kryteria akceptacji, tak aby przyjmowane paliwo spełniało warunki dotyczące:

- zgodności fizycznej (rozmiar, waga, integralność);
- zgodności w odniesieniu do aspektów związanych z bezpieczeństwem (termiczna, radiologiczna, krytyczność);
- zgodności z wymaganiami dotyczącymi przeładunku, transportu, przechowywania, w tym możliwość ponow-

¹ Aktynowce mniejszościowe (*minor actinides*) – długożyciowe izotopy pierwiastków cięższych od uranu i plutonu, będące składnikiem wypalonego paliwa jądrowego. Są to głównie Np, Cm i Am, które mimo swojej stosunkowo niewielkiej masowo ilości w wypalonym paliwie, wnoszą dominujący wkład w jego długoterminową radiotoksyczność.

nego wydobycia paliwa i transportu po przewidzianym okresie przechowywania;

- potrzeby dalszego przerobu;
- identyfikacji i postępowania z uszkodzonym paliwem, tak aby spełniało ono kryteria akceptacji dla przyszłych etapów końcowego postępowania z wypalonym paliwem.

Głównymi rozważanymi zagadnieniami istotnymi dla zapewnienia zgodności z kryteriami akceptacji są obciążenie termiczne i dawka, szczelność koszulki oraz suchość² paliwa. Istotne jest również to, iż moc cieplna wypalonego paliwa jest kluczowa dla projektu i funkcjonowania głębokiego składowiska. Bardzo często dopuszczalna moc cieplna (zależna od przewodności cieplnej skały macierzystej) określa wymaganą długość okresu przechowywania oraz może stawiać ograniczenia w projektowaniu opakowań. Istnieje zasada, że paliwo, które przeznaczone jest do składowania, wymaga dłuższego okresu przechowywania w przeciwieństwie do paliwa przeznaczonego do przerobu. W przypadku gdy wypalone paliwo w wyniku długotrwałego przechowywania mogłoby ulec uszkodzeniu, w takim stanie nie może być ono składowane i wymaga dodatkowego opakowania przed złożeniem go do składowiska.

6. Podsumowanie

Powolny postęp w budowie składowiska głębokiego oraz ograniczone stosowanie przerobu wypalonego paliwa spowoduje, że większość państw stanie przed koniecznością zwiększenia pojemności przechowalników i wydłużenia okresu przechowywania. Przechowywanie wypalonego paliwa przez okres 100 i więcej lat z użyciem istniejących technologii jest technicznie możliwe i wykonalne. Stosowanie wielu systemów przechowywania, ewolucja projektów obiektów wskazują, że nie istnieje jedna najlepsza technologia i że lokalne czynniki, takie jak dostępna infrastruktura, posiadane doświadczenie i potencjał oraz podejście do zarządzania cyklem paliwowym, wpływają na jej wybór. Niezależnie od wybranej technologii przedłużenie okresu przechowywania wypalonego paliwa wiąże się z pewnymi wyzwaniem, takimi jak zaprojektowanie opakowania zapewniającego bezpieczne przechowywanie wypalonego paliwa, stworzenie paliwa charakteryzującego się stabilnością w warunkach długoterminowego przechowywania oraz konstrukcja obiektów, które spełniałyby swoje funkcje bezpieczeństwa przez cały okres przechowywania wypalonego paliwa.

Notka o autorze

Dr inż. Barbara Zielińska – specjalista w Wydziale Odpadów Promieniotwórczych Departamentu Bezpieczeństwa Jądowego Państwowej Agencji Atomistyki (e-mail: zielinska@paa.gov.pl)

Literatura

1. Hambley D., Laferrere A., Walters W.S., Hodgson Z., Wickham S., Richardson P., „Lessons Learned from a Review of International Approaches to Spent Fuel Management”, Working Material.
2. Kadak A.C., „Storage of Spent Nuclear Fuel”, The Bridge, vol. 42, n. 2 (2012).
3. Storage of Spent Nuclear Fuel, Specific Safety Guide, No. SSG-15, IAEA 2012.
4. Palmers J., Gastl Ch., „Interim Storage of Spent Fuel in Germany, History, State and Prospects” Working Material.
5. Garcia J., Brion T., „Safety considerations for the Interim Storage Solution”, Working Material.
6. Carter J.T., Jones R.H., Bevard B.B., Lewis D.W., Brunson B., „Design Concepts and Options for Consolidated Interim Storage of Spent Nuclear Fuel in the United States”, Working Material.
7. Shelton C., Garcia J., Naranayan P., Vo Van V., „Aging Management Solutions to Ensures Safety of Extended Dry Fuel Storage”, Working Material.
8. Jennifer Davis B., Muir-Quintero J., „Renewing Dry Spent Fuel Storage Certificates of Compliance and Specific Licenses”, Working Material.
9. Spykman G., „Specific Aspects of High Burnup or Mixed Oxide Fuel Rods during Dry Storage”, Working Material.
10. Saegusa T., Einziger R., Carlsen B., Demazy G., van Aarle J., „Potential Interface Issues In Spent Fuel Management”, Working Material.

² Paliwo przed umieszczeniem go w suchym przechowalniku jest suszone w celu usunięcia wody, będącej głównym czynnikiem powodującym korozję.

Stacje wczesnego wykrywania skażeń promieniotwórczych

Iwona Matujewicz, Wojciech Krysiński
Państwowa Agencja Atomistyki

W Polsce istnieją cztery niezależnie zarządzane sieci wczesnego wykrywania skażeń promieniotwórczych, których właścicielami są: Państwowa Agencja Atomistyki (PAA), Centralne Laboratorium Ochrony Radiologicznej (CLOR), Ministerstwo Obrony Narodowej (MON) oraz Instytut Meteorologii i Gospodarki Wodnej (IMGW). Zgodnie z treścią rozporządzenia Rady Ministrów w sprawie **stacji wczesnego wykrywania skażeń promieniotwórczych i placówek prowadzących pomiary promieniotwórcze (Dz.U. 2002 nr 239 poz. 2030)** stacje te dzielimy na dwie kategorie:

A. Stacje podstawowe, do których zadań należy:

1. prowadzenie pomiarów, z wykorzystaniem spektrometrii promieniowania gamma, mocy dawki tego promieniowania, w celu wykrycia jej wzrostu o wartość 25 nSv/h powyżej wartości średniej za okres 24 godzin poprzedzających pomiar, spowodowanego obecnością sztucznych izotopów promieniotwórczych gamma w otoczeniu;
2. prowadzenie pomiarów, z wykorzystaniem spektrometrii promieniowania gamma – przez stacje wyposażone w urządzenia służące do zbierania aerozoli atmosferycznych – zawartości sztucznych izotopów w próbkach tych aerozoli, w celu wykrycia:
 - a) po 1 godzinie zbierania aerozoli atmosferycznych – izotopu cezu Cs-137 o stężeniu powyżej 2 Bq/m³ i izotopu jodu I-131 o stężeniu powyżej 1 Bq/m³,
 - b) po 1 tygodniu zbierania aerozoli atmosferycznych – izotopów promieniotwórczych gamma, w szczególności izotopów cezu Cs-137 i jodu I-131, o stężeniu powyżej 5 Bq/m³;
3. prowadzenie pomiarów – przez stacje wyposażone w urządzenia służące do zbierania aerozoli atmosferycznych z izotopami promieniotwórczymi alfa i beta – po 1 godzinie zbierania aerozoli całkowitej zawartości sztucznych izotopów promieniotwórczych alfa i beta o stężeniu powyżej 1 Bq/m³.

B. Stacje wspomagające, do których zadań należy:

prowadzenie pomiarów mocy dawki promieniowania gamma co 1 godzinę oraz określanie średniej wartości mocy dawki promieniowania gamma za okres 24 godzin.

Urządzenia pomiarowe stacji podstawowych i wspomagających, w szczególności ich detektory promieniowania jonizującego, powinny być umieszczone na wysokości 1 m nad poziomem gruntu.

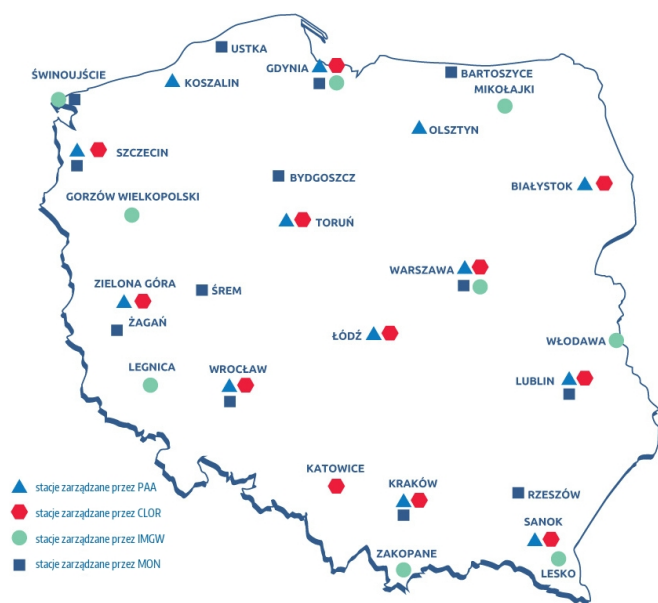
Wyniki pomiarów ze stacji zbierane są w Centrum ds. Zdarzeń Radiacyjnych PAA (CEZAR). Czas i sposób przekazywania danych jest określony w programach pomiarowych przez jednostki zarządzające stacjami, które zostały zatwierdzone przez Prezesa PAA.

1. Stacje zarządzane przez PAA przekazują dane pomiarowe automatycznie co 10 minut. Informacje te zawierają:
 - a) dane spektrometryczne,
 - b) dane meteorologiczne: temperatura, opad śniegu i deszczu,
 - c) wartość przestrzennego równoważnika mocy dawki promieniowania gamma.
2. Stacje zbierające aerozole atmosferyczne zarządzane przez CLOR rejestrują dane automatycznie co 1 godzinę. Dane te zawierają bieżące informacje o stężeniu Cs-137 i I-131 i przekazywane są dwa razy dziennie drogą elektroniczną. W formie papierowej natomiast przekazywane są dane tygodniowe i odpowiednio uśrednione miesięcznie, kwartalnie i rocznie w sytuacji normalnej 1 raz w miesiącu, a w sytuacji wykrycia podwyższonego stężenia innych izotopów promieniotwórczych natychmiast po jego wykryciu.
3. Stacje zarządzane przez IMGW, zbierające informacje o całkowitej zawartości izotopów promieniotwórczych alfa i beta przekazują dane po dokonaniu pomiarów. Automatycznie jeden raz na dobę przekazywane są dane uśrednione dziennie oraz wartości min. i max.

z pomiarów przestrzennego równoważnika mocy dawki promieniowania gamma.

4. Stacje zarządzane przez MON przekazują uśrednione dziennie wartości przestrzennego równoważnika mocy dawki promieniowania gamma tygodniowo w formie papierowej.

Sieci zarządzane przez IMGW i MON uległy pełnej modernizacji sprzętowej, a sieci zarządzane przez PAA i CLOR są w trakcie modernizacji. Powodem modernizacji była i jest konieczność wymiany dotychczas stosowanych urządzeń ze względu na postępujące zużycie sprzętowe oraz na jakościowe (technologiczne) udoskonalenie detektorów pomiarowych.



Mapa rozmieszczenia stacji pomiarowych wczesnego wykrywania skażeń promieniotwórczych w Polsce.

Dodatkowo rozporządzenie Rady Ministrów w **sprawie wymagań dotyczących sprzętu dozymetrycznego (Dz.U. 2002 nr 239 poz. 2032)** określa, że wzorcowanie sprzętu dozymetrycznego przeprowadza się nie rzadziej niż:

1. w przypadku sprzętu dozymetrycznego nieposiadającego kontrolnego źródła promieniotwórczego – raz na 12 miesięcy;
2. w przypadku sprzętu dozymetrycznego posiadającego kontrolne źródło promieniotwórcze – raz na 24 miesiące.

Jak wynika z powyższego, wszystkie stacje pomiarowe umieszczone w sieciach wczesnego wykrywania skażeń promieniotwórczych, prowadzące środowiskowe pomiary przestrzennego równoważnika mocy dawki, **muszą podlegać wzorcowaniu**. Oprócz tego, w celu uzyskania wiary-

godnych jakościowo pomiarów powinny być spełnione warunki lokalizacyjne, które po wieloletnich badaniach zostały przedstawione na spotkaniu EURADOS¹ w 2015 roku i które, jak wstępnie określono, powinny wejść w życie i być bezwzględnie przestrzegane, ponieważ tylko z tak rozmieszczonych stacji pozyskane dane mają być akceptowane przez Komisję Europejską². (Przewidywany czas wprowadzenia nowych zasad – po 2017 roku.)

Zaproponowane warunki lokalizacji stacji wczesnego wykrywania skażeń:

1. teren płaski, koszona trawa, odśnieżanie itp. w odległości 10–20 m od stacji;
2. krzewy, budynki typu wiejskiego itp. w odległości min. 20 m od stacji;
3. budynki wysokie, las itp. w odległości min. 100 m od stacji;
4. stacja zawieszona na wysokości 1 m nad poziomem ziemi;
5. zintegrowana stacja meteo zawieszona na wysokości 1,4 m i mierząca:
 - a) temperaturę,
 - b) opad śniegu i deszczu,
 - c) wilgotność,
 - d) ciśnienie,
 - e) opcjonalnie wiatr: prędkość i kierunek.

Zaproponowano również, żeby mierniki używane w stacjach wczesnego wykrywania skażeń były wzorcowane co najmniej na poziomie 80 nSv/h (średnie tło promieniowania w Polsce wynosi 90–95 nSv/h), co dla zarządców sieci wczesnego wykrywania skażeń wymaga corocznego wzorcowania mierników dozymetrycznych w laboratoriach niskotłowych za granicą lub implikuje konieczność stworzenia takiego laboratorium w Polsce. Laboratorium niskotłowe o poziomie promieniowania tła poniżej 10 nSv/h jest możliwe do umieszczenia pod ziemią w wyrobiskach kopalni soli lub miedzi.

W tabeli zamieszczono dla porównania wybrane parametry techniczne byłych, aktualnie używanych i planowanych do użycia stacji wczesnego wykrywania skażeń promieniotwórczych.

Uwzględniając postanowienie rozporządzenia RM w sprawie stacji wczesnego wykrywania skażeń, stwierdza się, że stacje zarządzane przez MON, nieposiadające spektrometru są zaklasyfikowane jako stacje wspomagające, a pozostałe jako stacje podstawowe.

Porównując stare i nowe stacje zarządzane przez MON, daje się zauważyć wyraźny postęp technologiczny i jakościowy. Nowe stacje pracują w szerszym zakresie energetycznym, jak również są znacznie dokładniejsze. Wątpliwości budzi sposób podania niepewności statystycznej dla nowych stacji, która zapewne została policzona jako pier-

¹ Raport Harald Dombrowskiego z Bundesamt für Strahlenschutz (BfS) na forum stowarzyszenia „Europejska Grupa do spraw Dozymetrii” (EURADOS), zrzeszającego 50 instytucji zajmujących się pomiarami dozymetrycznymi oraz około 250 naukowców, zajmująca się między innymi problemami dozymetrii środowiskowej.

² Komisja Europejska jest organem wykonawczym UE i reprezentuje interesy Unii jako całości (nie zaś interesy poszczególnych krajów). Mianem „Komisji” określa się zarówno zespół komisarzy („kolegium”), jak i samą instytucję.

Parametr	Stara stacja MON	Nowa stacja MON	Stara stacja PAA	Nowa stacja PAA	Nowa stacja IMGW
Zakres pomiarowy	10 nSv/h – 1 Sv/h	10 nSv/h – 9 Sv/h	10 nSv/h – 10 Sv/h	50 nSv/h – 2 Sv/h	10 nSv/h – 10 Sv/h
Liczba detektorów GM	3	3	2	2	1
Zakres energetyczny [keV]	100–1500	40–3000	50–3000	35–3000	50–2000
Poziomy detekcji [mSv/h]	0,00001–0,1 0,1–5 5–1000	0,00001–2 2–100 100–9000	0,00001–3 0,1–10000	0,00005–0,5 0,1–2000	powyżej 10 nSv/h
Niepewność statystyczna	±20%	<3% (±13%)	±15%	±10%	±10%
Zależność energetyczna	±40% CS-137	±25% Cs-137	±30% autokalibracja TI-208	±25% autokalibracja K-40	–30%–+67% autokalibracja K-40, TI-208
Temperatura pracy [°C]	–25÷+50	–30÷+55	–40÷+70	–30÷+50	–30÷+70
Interwał pomiarowy	100 sekund	10 minut	10 minut	10 minut	10 minut
Lokalny bufor danych	0	30 dni	64 godzin	120 dni	4 miesiące
Zasilanie	220 V	12 V	12 V	12V	24 V
Komunikacja z sondą	RS-232	RS-485	RS-232 RS-485	RS-485	RS-232 RS-485
Stopień ochrony	b.d.*	IP-67	IP-67	IP-65	IP-65
Zasilanie buforowe	b.d.*	ok. 7 godzin	ok. 4 dni	ok. 14 dni	b.d.*
Kanał przesyłu informacji	brak	ethernet	GPRS ethernet	GPRS ethernet	brak
Spektrometr	brak	brak	Nal(Tl) 3"	Nal(Tl) 3"	Nal(Tl) 2"

* b.d. – brak danych



Rys. 1. Stara stacja do poboru aerozoli.



Rys. 2. Nowa stacja do poboru aerozoli.

wiastek z liczby zliczeń dzielony przez liczbę zliczeń i zaokrąglony w górę do pełnej wartości (liczymy wtedy tylko niepewność poprawnych zliczeń), a powinna być liczona jako pierwiastek z liczby zliczeń dzielony przez liczbę zliczeń minus ilość zliczeń biegu martwego, wynik pomnożony przez dwa (liczymy wtedy całkowitą niepewność zliczeń). Również niepokojący jest brak informacji o autokalibracji³ miernika, co implikuje konieczność co-

rocznego wzorcowania. Parametr zależności energetycznej dopuszcza możliwość rozregulowania się stacji o 25% w zakresie energetycznym, co nie powinno mieć większego wpływu na wartości pomiarowe, natomiast nie ma podanego współczynnika dryftu pomiarowego w stosunku do dryftu energetycznego⁴ stacji, którego można byłoby użyć do weryfikacji i walidacji wskazań miernika. Do wad należy także zaliczyć zbyt krótki czas pracy na zasilaniu rezerwo-

³ Autokalibracja miernika – usługa pozwalająca na śledzenie określonego parametru miernika, a w przypadku wyjścia wartości bieżącej tego parametru poza określone wartości brzegowe spowodowanie skorygowania ustawień miernika tak, aby wartość tego parametru wróciła do stanu oczekiwanego.

⁴ Współczynnik dryftu – wartość określająca zmianę wyników w zależności od powolnych zmian punktu pracy miernika zależnego od określonego parametru lub od grupy parametrów.



Rys. 3. Nowa stacja IMGW.



Rys. 4. Stara stacja PAA.

wym, który powinien zapewnić co najmniej 7 dni pracy. Dodatkowo stacje MON uwzględniają tylko jeden kanał automatycznego przesyłu informacji, co w przypadku jego awarii skutecznie eliminuje dane pozyskiwane z tej danej.

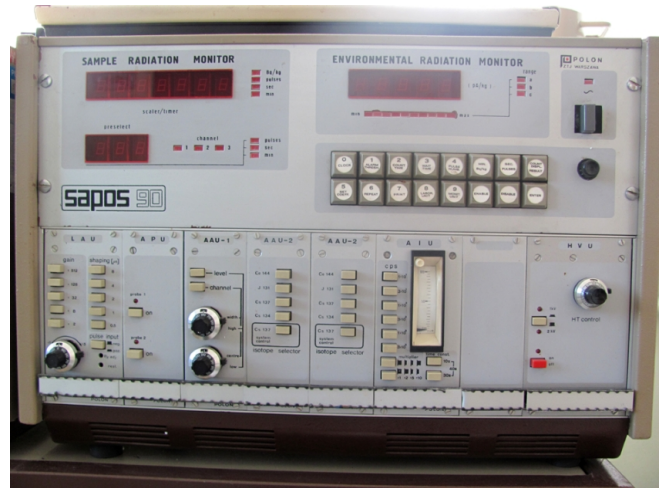
Opierając się na dostępnych informacjach⁵, można stwierdzić, że stacje zarządzane przez MON nie są zamontowane zgodnie z rozporządzeniem RM w sprawie stacji wczesnego wykrywania skażeń, które wymaga, aby pomiar przestrzennego równoważnika mocy dawki promieniowania gamma wykonywany był na wysokości 1 m ponad powierzchnią ziemi. Sposób, w jaki obecnie umocowane są stacje na ścianach budynków i na kominach, wyklucza ich zastosowanie do dokładnych pomiarów wartości bezwzględnych przestrzennego równoważnika mocy dawki promieniowania gamma, umożliwiając jedynie wykonanie względnych pomiarów różnicowych.

Z kolei rozpatrując zastosowania wojskowe i występujące mierzalne wartości przestrzennego równoważnika

mocy dawki promieniowania gamma podczas wybuchów jądrowych, stwierdza się, że stacje zarządzane przez MON w pełni spełniają tak postawione przed nimi zadania.

Porównując działające nowe stacje MON, IMGW i przewidywane do stosowania stacje PAA, należy zauważyć, że stacje określane jako podstawowe, czyli posiadające spektrometr umożliwiającą wstępne określenie pochodzenia izotopów promieniotwórczych, wymagają określenia spójności pomiarowej, co jest możliwe tylko w procesie wzorcowania. Wtedy można określić niepewność odniesienia⁶ pomiędzy poszczególnymi stacjami i poprawnie spełnić określony w rozporządzeniu RM w sprawie stacji wczesnego wykrywania skażeń warunek alarmowy wzrostu przestrzennego równoważnika mocy dawki o 25 nSv ponad średnie tło z ostatniej doby w odniesieniu do wszystkich stacji wczesnego wykrywania skażeń promieniotwórczych. W innym przypadku pozostaje uwzględnianie tylko względnych danych różnicowych.

W świetle nowych zaleceń, a przyszłych wymagań dotyczących lokalizacji stacji pomiarowych pojawia się pytanie,



Rys. 5. Monitor starej stacji MON.



Rys. 6. Nowa stacja MON.

⁵ Jan Surý, Lukáš Skála, Pavel Holčák, Pavel Matoušek, *Prezentacja firmy ENVINET Nuvia Group na Dniach Ochrony Radiacyjnej (DRO)*, Poprad, Słowacja, 10–14.11.2014, str. 11, http://www.dro2014.sk/files/tematicke_okruhy/sekcia_III/Sur%C3%BD_J_1.pdf

⁶ Niepewność odniesienia – niepewność pomiarów wynikająca z niepewności współczynnika kalibracji wzorca odniesienia dla określania spójności pomiarowej przez laboratoria wzorcujące dla poszczególnych mierników. Uwzględnienie niepewności skrośnej przy bilansie niepewności pomiarowej powoduje ujednoczenie niepewności wyników pomiarowych różnych mierników wzorcowanych przez różne laboratoria.

czy wszystkie stacje są zlokalizowane prawidłowo. Tu trzeba zauważyć, że wszystkie stacje IMiGW spełniają te zalecenia i również większość starych stacji PAA. Natomiast podczas rozmieszczania nowych stacji PAA w procesie ich modernizacji należy zwrócić uwagę nie tylko na poprawę parametrów stacji, ale również na ich usytuowanie, by spełnić, albo w jak najmniejszym stopniu naruszyć, zalecenia pomiarowe zaproponowane podczas spotkań EURADOS.

Wyraźnie cieszy fakt istniejącego procesu jakościowego unowocześniania stacji pomiarowych do wczesnego wykrywania skażeń promieniotwórczych, który powinien się stać motorem napędowym do wykonania dodatkowych prac związanych z zapewnieniem bezpieczeństwa radiacyjnego w kraju, takich jak:

- scentralizowany punkt obróbki danych surowych otrzymywanych ze stacji pomiarowych;
- uzyskanie długoterminowej spójności pomiarowej pojedynczej stacji, jak też spójności odniesienia pomiędzy stacjami;
- opracowanie wspólnej polityki informowania społeczeństw o sytuacji radiacyjnej kraju.

Oczekiwać zatem należy przyspieszenia prac nad modernizacją sieci pomiarowej zarządzanej przez PAA i co za tym idzie, uzyskania lepszej kontroli zagrożeń radiacyjnych kraju.

Notka o autorach

Iwona Matujewicz – specjalista, Wydział Monitoringu i Prognozowania, Centrum ds. Zdarzeń Radiacyjnych CEZAR Państwowej Agencji Atomistyki.

Wojciech Krysiński – specjalista, Wydział Monitoringu i Prognozowania, Centrum ds. Zdarzeń Radiacyjnych CEZAR Państwowej Agencji Atomistyki.

Wydawanie przez Prezesa PAA nowego zezwolenia na eksploatację dla reaktora badawczego Maria

Marcin Dąbrowski
Państwowa Agencja Atomistyki

Wstęp

31 marca 2015 roku wygasło zezwolenie na eksploatację reaktora Maria przyznane sześć lat temu w marcu 2009 roku. Zgodnie z wcześniej zakomunikowanym zamiarem operator reaktora badawczego Maria – NCBJ (Narodowe Centrum Badań Jądrowych) wystąpił do Prezesa Państwowej Agencji Atomistyki o nowe zezwolenie na eksploatację reaktora. Poniższy artykuł opisuje tzw. proces licencjonowania przez dozór jądrowy mający na celu ocenę wymaganej przy składaniu o zezwolenie na eksploatację dokumentacji względem wymagań odnośnie do bezpieczeństwa jądrowego i ochrony radiologicznej określanych przez polskie prawo oraz wytyczne Międzynarodowej Agencji Energii Atomowej (MAEA).

Dokumentacja licencyjna

Polskie prawo dość szczegółowo opisuje wymagania, które musi spełnić aplikant starający się o wydanie zezwolenia na eksploatację, wymieniając szereg dokumentów, które muszą być dostarczone do dozoru jądrowego tak, aby można przeprowadzić ocenę bezpieczeństwa, dowodzącą, że aplikant będzie eksploatował obiekt przy odpowiednio wysokim poziomie bezpieczeństwa jądrowego i ochrony radiologicznej. Wymagania te zostały zawarte głównie w: 1) Prawie atomowym oraz 2) Rozporządzeniu Rady Ministrów z dnia 3 grudnia 2002 roku w sprawie dokumentów wymaganych przy składaniu wniosku o wydanie zezwolenia na wykonywanie działalności związanej z narażeniem na działanie promieniowania jonizującego albo przy zgłoszeniu wykonywania tej działalności (Dz. U. nr 220, poz. 1851) wraz z późniejszymi zmianami.

Zgodnie z prawem w toku wydawania zezwolenia na eksploatację NCBJ złożyło do PAA następujące dokumenty (nazywane dalej dokumentacją licencyjną):

- Raport Bezpieczeństwa zawierający inne wymagane dokumenty:
 - opis zasad organizacji prac remontowych,
 - opis zasad postępowania z odpadami promieniotwórczymi,
 - opis zasad gospodarki paliwem świeżym i wypalonym,
 - opis ochrony fizycznej obiektu jądrowego,
- program zawierający symulację niezbędnych potrzeb finansowych,
- dokumenty potwierdzające posiadanie środków finansowych niezbędnych do zapewnienia bezpieczeństwa jądrowego, ochrony radiologicznej, ochrony fizycznej oraz zabezpieczeń materiałów jądrowych na poszczególnych etapach działalności obiektu jądrowego, do zakończenia jego likwidacji,
- program likwidacji obiektu jądrowego,
- instrukcje eksploatacji obiektu zawierające podstawowe metody i procedury eksploatacji urządzeń i systemów mających wpływ na bezpieczeństwo jądrowe i ochronę radiologiczną,
- plany postępowania w obiekcie i poza nim na wypadek zdarzenia radiacyjnego,
- opis zasad i procedur uwolnień substancji promieniotwórczych do środowiska,
- program eksploatacji obiektu, w tym konserwacji, okresowych badań, prób i kontroli eksploatacyjnych,
- program kontroli narażenia pracowników na promieniowanie jonizujące oraz kontroli środowiska pracy i środowiska w otoczeniu obiektu,
- program zapewnienia jakości eksploatacji,
- wyniki pomiarów radiologicznych w środowisku,
- Zintegrowany System Zarządzania.

Licencjonowanie

Licencjonowanie jest to proces wydawania przez dozór jądrowy zezwolenia albo zgody. W PAA w zależności od rodzaju działalności prowadzeniem licencjonowania zajmują się dwa merytoryczne departamenty – w przypadku źródeł promieniotwórczych Departament Ochrony Radiologicznej, a w przypadku obiektów jądrowych i składowisk odpadów promieniotwórczych Departament Bezpieczeństwa Jądrowego (DBJ). Dodatkowo podczas licencjonowania ww. departamenty wspierane są w zależności od okoliczności przez pozostałe jednostki organizacyjne PAA, m.in. przez Departament Prawny (DP) oraz Centrum ds. Zdarzeń Jądrowych (CEZAR).

Reaktor Maria jest jednym z trzech polskich obiektów jądrowych i zgodnie z wymienionymi wyżej informacjami jednostką organizacyjną wiodącą przy wydawaniu nowego zezwolenia był Departament Bezpieczeństwa Jądrowego. Oceną bezpieczeństwa i przygotowaniem projektu zezwolenia zajmowało się ok. 30 pracowników DBJ wspieranych przez pracowników DP oraz CEZAR. W dalszym procesie licencjonowania w przypadku obiektów jądrowych i składowisk odpadów promieniotwórczych projekt zezwolenia opiniowany jest przez Radę do spraw Bezpieczeństwa Jądrowego i Ochrony Radiologicznej składającej się ze specjalistów w z zakresu bezpieczeństwa jądrowego, ochrony radiologicznej, ochrony fizycznej, zabezpieczeń materiałów jądrowych oraz innych specjalności istotnych ze względu na nadzór nad bezpieczeństwem jądrowym. Po otrzymaniu pozytywnej opinii oceniającego departamentu i Rady Prezes PAA może wydać zezwolenie.

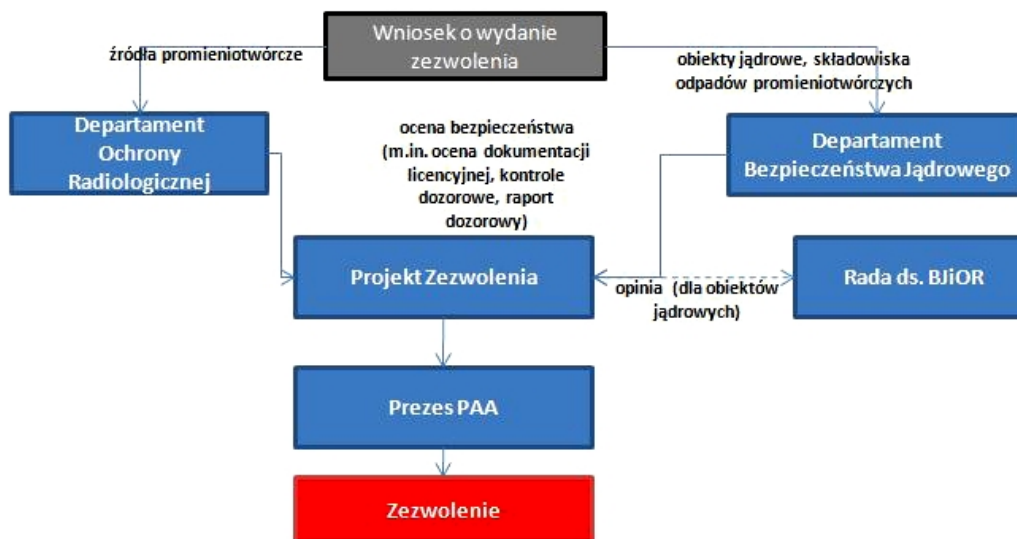
Ocena bezpieczeństwa reaktora Maria

Po otrzymaniu przez PAA wniosku o wydanie zezwolenia na eksploatację reaktora Maria oraz ww. dokumentacji można było przystąpić do oceny bezpieczeństwa.

Ocena bezpieczeństwa (ang. *Safety Assessment*) obiektów jądrowych jest to proces mający na celu sprawdzenie, czy działalność związana z danym obiektem będzie prowadzona z zachowaniem najwyższego poziomu bezpieczeństwa jądrowego i ochrony radiologicznej, czyli nie będzie stanowiła zagrożenia dla ludzi pracujących w obiekcie i zamieszkałych poza obiektem w stanach normalnej eksploatacji i stanach awaryjnych. Ocena taka przeprowadzana jest najpierw przez operatora obiektu, a następnie niezależnie przez dozór jądrowy. Ocena bezpieczeństwa prowadzona przez dozór jądrowy polega przeważnie na porównaniu informacji przedstawionych w wymaganych dokumentach z wymaganiami prawnymi, a w przypadku przedstawionych przez operatora obliczeń – analiz bezpieczeństwa na zrozumieniu metodologii obliczeń, przeprowadzeniu własnych obliczeń, porównaniu wyników i wyciągnięciu odpowiednich wniosków. Często końcowym etapem dozorowej oceny bezpieczeństwa jest sporządzenie raportu z oceny dozorowej, który dokładnie opisuje proces tej oceny. W dalszej części artykułu ocena bezpieczeństwa będzie się odnosić do tej przeprowadzanej przez dozór jądrowy.

Ocena bezpieczeństwa jest bardzo skomplikowanym i czasochłonnym procesem, dlatego polskie prawo ustala pewne ramy czasowe, w których dozór jądrowy musi przeprowadzić ocenę bezpieczeństwa, a Prezes PAA powinien wydać decyzję w sprawie zezwolenia. W przypadku budowy obiektu jądrowego jest to termin 24 miesięcy, w przypadku rozruchu 9 miesięcy, eksploatacji 6 miesięcy oraz likwidacji 9 miesięcy.

Poprzednie zezwolenie dla reaktora Maria zostało wydane przez Prezesa PAA w 2009 roku i w ciągu ostatnich sześciu lat przy okazji zmian wpływających na bezpieczeństwo jądrowe i ochronę radiologiczną dodano 14 aneksów do zezwolenia, poprzedzonych szczegółową oceną bezpieczeństwa. Zmiany te dotyczyły m.in. nowych, wcześniej niestosowanych w reaktorze Maria technologii naświetlania tarcz uranowych do produkcji molibdenu, modernizacji układu obiegu chłodzenia kanałów paliwowych,



Rys. 1. Graficzny proces licencjonowania przeprowadzany przez PAA.

konwersji rdzenia reaktora na niskowzbożony poprzez wprowadzenie nowego typu paliwa MC i MR albo modernizacji układu zasilania bezprzerwowego. Dodatkowo dozór jądrowy przeprowadzał regularnie kontrole w reaktorze, uczestniczył w spotkaniach z operatorem, otrzymywał sprawozdania z eksploatacji reaktora oraz informowany był o wszelkich odstępstwach od normalnej pracy reaktora. Z tych względów ocena bezpieczeństwa nie była tak skomplikowana, jak w przypadku nowego obiektu jądrowego i cały proces licencjonowania obejmujący ocenę bezpieczeństwa trwał cztery miesiące – od grudnia 2014 roku do marca 2015 roku.

Pomimo bieżącej oceny bezpieczeństwa w formie aneksów do starego zezwolenia, nowe zezwolenie wymagało ponownej oceny związanej ze zmianami w prawie, nowymi dokumentami MAEA oraz możliwościami przeprowadzania dokładniejszych analiz bezpieczeństwa. Ze względu na planowaną pierwszą elektrownię jądrową w Polsce polski rząd w poprzednich latach zaktualizował Prawo atomowe oraz uchwalił nowe rozporządzenia Rady Ministrów dotyczące nie tylko elektrowni jądrowych, ale również częściowo reaktorów badawczych. Zmiany te dotyczyły m.in.:

- wymogu określenia klasy bezpieczeństwa dla każdego systemu oraz elementu konstrukcji i wyposażenia obiektu jądrowego, mającego istotne znaczenie ze względu na bezpieczeństwo jądrowe i ochronę radiologiczną, w tym dla oprogramowania sterowania i kontroli,
- posiadania Zintegrowanego Systemu Zarządzania,
- wymogu przeprowadzania oceny okresowej bezpieczeństwa (ang. *Periodic Safety Review*),
- wprowadzenia nowych definicji w prawie – normalnej eksploatacji, przewidywanych zdarzeń eksploatacyjnych, warunków awaryjnych, zintegrowanego systemu zarządzania, funkcji bezpieczeństwa, awarii projektowej, ciężkiej awarii oraz limitów i warunków eksploatacyjnych i limitów bezpieczeństwa; definicje te pozwoliły uściślić wymagania wobec operatora.

Od roku 2009 MAEA wydała albo zaktualizowała kilka swoich dokumentów odnoszących się do reaktorów badawczych. Dokumenty te nie są wymaganiami prawnymi w Polsce, ale mogą stanowić pewne wskazówki, jak oceniać bezpieczeństwo, jakie szczegółowe wymagania należy stawiać operatorowi reaktora badawczego oraz jak wykorzystać doświadczenia związane z analizą awarii elektrowni jądrowej Fukushima Daiichi z 2011 roku w Japonii odnośnie do poprawy bezpieczeństwa reaktorów badawczych. Poza starymi dokumentami obowiązującymi przed rokiem 2009 w procesie oceny bezpieczeństwa reaktora Maria wykorzystano nowe i zaktualizowane dokumenty:

- „*Safety Reassessment for Research Reactors in the Light of the Accident at the Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant*”, Vienna (2014), Safety Report Series No. 80,
- „*Safety Assessment for Research Reactors and Preparation of the Safety Analysis Report*”, Vienna (2012), IAEA Nuclear Energy Series No. SSG-20,

- „*Ageing Management for Research Reactors*”, Vienna (2010), IAEA Nuclear Energy Series No. SSG-10.

Dodatkowo PAA w 2010 roku rozpoczęła szkolenia pracowników w zakresie wykorzystania nowoczesnych kodów obliczeniowych do analiz bezpieczeństwa. Od 2010 roku w dozorcze jądrowym wykorzystywany jest z powodzeniem kod cieplno-przepływowo RELAP5, od roku 2012 kod TRACE i MELCOR, a od 2014 kod SCALE. Wszystkie te kody stosowane są podczas analiz bezpieczeństwa przez amerykański dozór jądrowy US.NRC do analiz bezpieczeństwa elektrowni jądrowych oraz innych obiektów jądrowych. Kody RELAP5 i TRACE zostały opisane w archiwalnym numerze biuletynu Bezpieczeństwo Jądrowe i Ochrona Radiologiczna nr 4(90)/2012, a analizy bezpieczeństwa dla reaktora Maria związane z modernizacją układu chłodzenia kanałów paliwowych zostały opublikowane w dokumencie NUREG/IA-0443 Research Reactor „MARIA” Primary Cooling Loop Transient Analysis Using RELAP5 Mod 3.3 oraz w biuletynie nr 3(97)/2014. Doświadczenie zdobyte przez pracowników PAA podczas licznych szkoleń w stosowaniu tych nowych kodów obliczeniowych oraz podczas analiz bezpieczeństwa związanych z aneksami do zezwolenia dla reaktora badawczego umożliwiły przeprowadzenie obliczeń porównawczych (pomiędzy dozorem a aplikantem) wszystkich analizowanych awarii podczas procesu oceny bezpieczeństwa.

Pierwszym etapem oceny bezpieczeństwa była **ocena formalna**, czyli sprawdzenie, czy aplikant dołączył do wniosku o wydanie zezwolenia na eksploatację wszystkie niezbędne wymagane przez prawo dokumenty licencyjne.

Drugim etapem oceny bezpieczeństwa, o wiele bardziej skomplikowanym i złożonym, była **ocena merytoryczna**, czyli sprawdzenie, czy zawartość każdego z załączonych dokumentów jest zgodna z wymogami prawnymi oraz czy dowodzi, że obiekt będzie eksploatowany bezpiecznie w czasie obowiązywania zezwolenia, jak również po jego zakończeniu. Ocena merytoryczna wykonywana była poprzez:

- porównywanie przedstawionych w dokumencie informacji ze szczegółowymi wymaganiami Prawa atomowego, odpowiednimi rozporządzeniami Rady Ministrów oraz wymaganiami i wytycznymi Międzynarodowej Agencji Atomistyki (MAEA),
- wykorzystywanie wiedzy inżynierskiej (ang. *engineering judgment*) wspartej dodatkowymi kontrolami w reaktorze Maria oraz spotkaniem z przedstawicielami NCBJ w celu wyjaśnienia niedopowiedzeń,
- niezależne dozоровe analizy bezpieczeństwa i porównanie wyników analiz z wynikami aplikanta.

Jednym z najważniejszych i najobszerniejszych dokumentów licencyjnych jest Raport Bezpieczeństwa (ang. *Safety Analysis Report*) opisujący wszystkie aspekty związane z bezpieczeństwem jądrowym i ochroną radiologiczną, od tematyki lokalizacji obiektu jądrowego poprzez szczegółową charakterystykę wszystkich systemów związa-

nych z bezpieczeństwem, do tematyki analiz bezpieczeństwa i określenia limitów i warunków eksploatacyjnych oraz limitów bezpieczeństwa. Raport ten uzupełniony jest przypisami do dokumentów źródłowych opisującymi bardziej szczegółowo wszystkie systemy, wyniki eksperymentów i testów oraz zawierającymi szczegółowe rysunki techniczne. Zgodnie z najnowszymi wytycznymi MAEA raport w stosunku do poprzedniej wersji (związanej ze starym zezwoleniem) uzupełniony został o rozdziały dotyczące programu likwidacji reaktora Maria oraz planowania awaryjnego, które wcześniej funkcjonowały jako osobne dokumenty. Aplikant usunął ze starego raportu wszystkie nieaktualne dane oraz wprowadził niezbędne informacje z aneksów do starego raportu.

Odpowiednie rozdziały raportu zawierają informacje, dane i charakterystyki wykorzystywane w analizach bezpieczeństwa, których wyniki aplikant przedstawił w rozdziale 16, a w 17 wykorzystał do obliczenia limitów eksploatacyjnych i bezpieczeństwa. Poniżej zostanie opisany szerzej proces oceny bezpieczeństwa właśnie tych rozdziałów i ważniejsze zmiany, jakie aplikant wprowadził w tej dokumentacji.

Analizy bezpieczeństwa – Rozdział 16 Raportu Bezpieczeństwa

Rozdział opisuje wyniki przeprowadzonych przez aplikanta obliczeń dla wszystkich postulowanych zdarzeń eksploatacyjnych (PZI) wraz z wnioskami z tych obliczeń. W drodze oceny bezpieczeństwa dozór jądrowy:

- sprawdził, czy analizy wykonano dla wszystkich możliwych PZI – polskie prawo nie jest aż tak szczegółowe i nie wskazuje listy takich zdarzeń dla reaktorów badawczych, jednakże możliwe było wykorzystanie w tym punkcie wytycznych MAEA opisujących, jakie PZI powinno się rozpatrzyć dla każdego typu obiektu jądrowego;
- sprawdził założenia (warunki początkowe i brzegowe) każdego obliczenia; jest to bardzo ważna czynność, ponieważ można stosować poprawną metodologię obliczeń oraz najnowsze kody obliczeniowe, ale jeśli przyjmie się niewłaściwe warunki początkowe, wyniki okażą się niepoprawne; w tym przypadku zwrócono również uwagę na zachowanie odpowiedniego pesymizmu w określaniu tych założeń, tak aby dalsze wyniki były obliczone dla najgorszego możliwego przypadku.

Przykład 1.: Obliczając aktywność izotopów, które wydostaną się do obudowy reaktora po zakładanej awarii częściowego stopienia rdzenia, trzeba było przyjąć jako warunek początkowy największą możliwą głębokość wypalenia, która m.in. świadczy o zawartości produktów rozszczepienia w wypalonym paliwie. Aplikant w pierwszej wersji podał, że średnia głębokość wypalenia dla wszystkich elementów paliwowych jest

w zakresie 105–135 MWd i przyjął do obliczeń średnią wartość z tego zakresu, czyli 120 MWd. Pesymizując, należało przyjąć w obliczeniach wartość maksymalnego średniego wypalenia, czyli 135 MWd i taką wartość w ostatecznej wersji Raportu Bezpieczeństwa po uwadze dozoru przyjął aplikant do dalszych obliczeń;

- wykonał własne niezależne analizy bezpieczeństwa, w jak najmniejszym stopniu wykorzystując dane od aplikanta i porównał je z wynikami aplikanta; przeprowadzając analizy bezpieczeństwa potrzebne do oceny dozorowej, w zależności od warunków początkowych i otrzymywanych wyników stosowano często różne kody komputerowe, przenosząc otrzymane wyniki z jednego kodu do drugiego tak, aby finalnym obliczeniem były ewentualne dawki dla populacji znajdującej się w okolicach reaktora badawczego.

Przykład 2.: Zdecydowana większość PZI nie prowadziła do uszkodzenia paliwa i wzrostu zagrożenia radiologicznego, dlatego jako przykład podano najpoważniejszą rozważaną awarię, która umożliwia prześledzenie obliczenia z wykorzystaniem wielu kodów komputerowych i innych modeli matematycznych. Częściowe stopienie rdzenia jest to awaria o bardzo niskim prawdopodobieństwie wystąpienia, a prowadzić do niej mogą dwa PZI: rozerwanie rurociągu tłoczego obiegu chłodzenia kanału paliwowego (przy najbardziej pesymistycznych założeniach) oraz zamierzone uderzenie samolotu w budynek reaktora (nie można obliczyć skutków takiego uderzenia, dlatego pesymizując, założono najgorszy możliwy przebieg takiego zdarzenia). Najpierw PAA wykonała analizę bezpieczeństwa z wykorzystaniem kodu ciepłno-przepływowego REALP5, aby zbadać skutki utraty chłodziwa (ang. *Loss of Coolant Accident*) w różnych miejscach rurociągu. Analiza ta wskazała, że awaria ta może prowadzić do uszkodzenia paliwa. W dalszej kolejności wykorzystano kod SCALE do ustalenia aktywności izotopów, które powinny się znajdować w rdzeniu w momencie zakładanej awarii dla najniekorzystniejszej głębokości wypalenia. Następnie, wykorzystując bardzo pesymistyczne współczynniki uwolnień izotopów z paliwa do wody i powietrza oraz wykorzystując prosty model matematyczny uwzględniający rozpad, osiadanie i wychwytywanie przez filtry izotopów, obliczono, jaka aktywność poszczególnego izotopu wydostanie się do środowiska. Ostatnim etapem analizy bezpieczeństwa było oszacowanie dawek dla ludności w różnych przedziałach czasowych i odległościach od reaktora badawczego w sytuacji różnych warunków pogodowych z wykorzystaniem kodu ARGOS;

- przeanalizował wyniki obliczeń i sprawdził, czy wyciągnięto odpowiednie wnioski i zrozumiano wyniki oraz czy awarię poprawnie zakwalifikowano do odpowiedniego stanu awaryjnego.

Tabela 1. Końcowe wyniki wszystkich obliczeń dla awarii częściowego stopienia rdzenia porównane z wynikami aplikanta. Wyniki obliczeń są niemal identyczne, z tego powodu można je zaakceptować.

Odległość [m]	Dawka od chmury (wyniki w ERBM dla 48 h) [mSv]	Dawka od chmury (wyniki PAA dla 48 h) [mSv]
50	40	64
100	50	36
200	30	17
300	20	10
1000	3	3,2
2000	0,5	1,1

Limity i warunki eksploatacyjne

Jest to najważniejszy rozdział Raportu Bezpieczeństwa, który jest również załącznikiem do zezwolenia. Ze względu na wprowadzenie przez prawo definicji limitów bezpieczeństwa oraz limitów i warunków dla normalnej eksploatacji (zgodnych z dokumentacją MAEA) niezbędne było sprawdzenie, czy aplikant właściwie zrozumiał te definicje i poprawnie określił limity.

Definicje z polskiego prawa

Limity i warunki eksploatacyjne – określony w zezwoleniu na wykonywanie działalności związanej z narażeniem, polegającej na rozruchu lub eksploatacji obiektu jądrowego, zbiór wymagań ustalający graniczne wartości parametrów eksploatacyjnych obiektu jądrowego, wymaganą dyspozycyjność funkcjonalną i wydajność urządzeń tego obiektu oraz obsadę pracowniczą.

Limity (granice) bezpieczeństwa – wartości tych parametrów fizycznych i technologicznych, których przekroczenie jest niedopuszczalne i które bezpośrednio wpływają na stan barier fizycznych powstrzymujących rozprzestrzenianie się substancji promieniotwórczych (barier ochronnych).

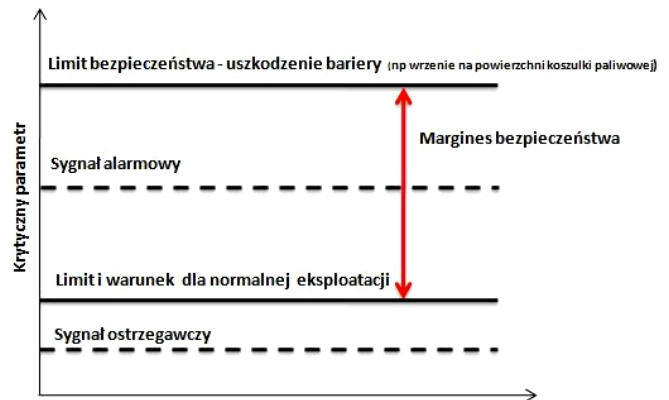
Zgodnie z powyższymi definicjami jako limity bezpieczeństwa dla reaktora Maria podano cztery limity bezpieczeństwa:

- niedopuszczanie do wrzenia na powierzchni elementu paliwowego – co może być równoznaczne z rozszczelnieniem koszulki elementu i uwolnieniem produktów rozszczepienia, nie dojdzie do wrzenia, jeśli podczas normalnej eksploatacji zostanie zachowany odpowiedni stosunek mocy cieplnej generowanej w elemencie paliwowym do wydatku przepływu w tym elemencie, a w przypadku chłodzenia powyłączeniowego zostanie zachowany odpowiedni czas chłodzenia powyłączeniowego przy odpowiednim wydatku przepływu,

- tak samo jak dla paliwa, niedopuszczenie do wrzenia na powierzchni koszulki płytki uranowej z podobnymi parametrami, których nie można nigdy przekroczyć,
- nieprzekroczenie pewnego określonego poziomu maksymalnego ciśnienia w obiegu chłodzenia kanałów paliwowych,
- nieprzekroczenie pewnego określonego poziomu nadciśnienia hali reaktora.

Dwa pierwsze limity bezpieczeństwa odnoszą się do uszkodzenia pierwszej bariery fizycznej (koszulki paliwa bądź płytki), trzeci limit do uszkodzenia drugiej bariery (obiegu pierwotnego), a czwarty limit do uszkodzenia trzeciej, ostatniej bariery (obudowy reaktora).

Ze względów bezpieczeństwa przyjęto, że reaktor musi być eksploatowany poniżej wartości związanych z ww. limitami bezpieczeństwa. Wartości parametrów, w których zakresie reaktor może pracować, określone są jako limity i warunki dla normalnej eksploatacji. Zakres parametru pomiędzy limitem bezpieczeństwa a limitem i warunkiem dla normalnej eksploatacji nazywany jest marginesem bezpieczeństwa. W nieprzekroczeniu tych limitów mają pomóc nastawy systemów bezpieczeństwa, które wygenerują sygnały alarmowe, automatycznie wyłączając reaktor przed przekroczeniem limitów bezpieczeństwa i ostrzegawcze, które informują o zbliżaniu się lub przekroczeniu wartości parametru limitu i warunku dla normalnej eksploatacji.



Rys. 2. Koncepcja limitów bezpieczeństwa, limitów i warunków dla normalnej eksploatacji oraz marginesu bezpieczeństwa.

Ocena dozorowa tego rozdziału polegała na przeprowadzeniu obliczeń sprawdzających, mających za zadanie zbadanie, czy:

- limity bezpieczeństwa zostały dobrze zdefiniowane i obliczone – niezbędne były obliczenia za pomocą kodów cieplno-przepływowych, tak aby określić, w przypadku jakiej wartości stosunku mocy do wydatku przepływu dojdzie do wrzenia na powierzchni koszulki elementu paliwowego albo płytki uranowej,
- sygnały alarmowe zadziałają i wyłączą reaktor przed przekroczeniem limitów bezpieczeństwa,
- ewentualne przekroczenie limitów i warunków dla normalnej eksploatacji nie spowoduje zagrożenia – czyli,

czy zachowany zostanie odpowiedni margines bezpieczeństwa,

- sygnały ostrzegawcze zadziałają i poinformują o zbliżeniu się albo przekroczeniu limitów i warunków dla normalnej eksploatacji.

Zezwolenie

Równocześnie z oceną dozоровą dokumentacji dozór jądrowy przygotował draft zezwolenia, który spełniał względem treści wymagania Prawa atomowego i rozporządzenia eksploatacyjnego, narzucając aplikantowi wiele obowiązków, m.in. wymogi:

- przeprowadzania okresowej oceny bezpieczeństwa nie rzadziej niż co cztery lata,
- stosowania tylko paliwa niskowzbożonego produkcji typu MC lub MR, które zostało w latach poprzednich zaakceptowane przez Prezesa PAA aneksami do poprzedniego zezwolenia,
- nieprzekraczania limitów uwolnień gazowych odpadów promieniotwórczych,
- przesyłania:
 - po każdym ukończonym cyklu pracy danych z systemów pomiarowych reaktora,
 - informacji o niesprawnościach systemów ważnych dla bezpieczeństwa jądrowego i ochrony radiologicznej,
 - przed okresem remontowym harmonogramu prac remontowych,
- prowadzenia eksploatacji reaktora zgodnie z limitami i warunkami eksploatacyjnymi określonymi w Raporcie Bezpieczeństwa,
- informowaniu dozoru jądrowego o:
 - wystąpieniu warunków awaryjnych,
 - wystąpieniu przewidywanych warunków eksploatacyjnych.

Raport z oceny dozоровej

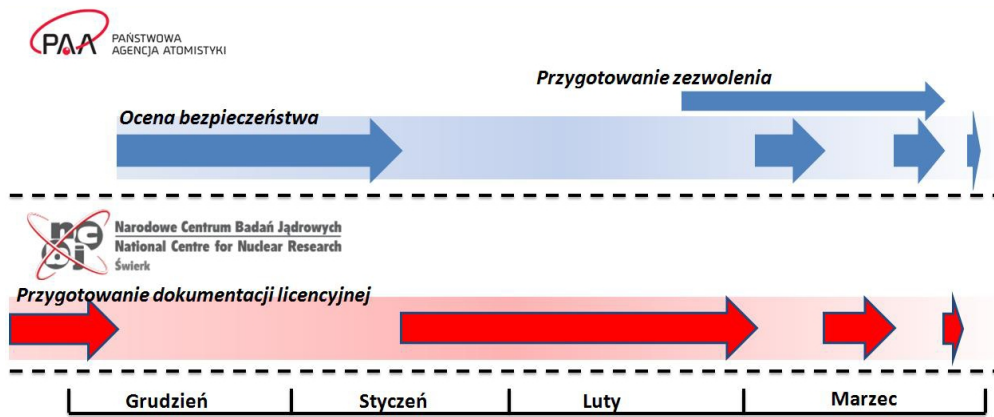
Aby udokumentować proces oceny dozоровej i ułatwić pracę podczas wydawania w przyszłości ewentualnego kolejnego zezwolenia, równocześnie ze sprawdzaniem dokumentacji licencyjnej powstawał Raport z Oceny Dozоровej (ang. *Safety Evaluation Report*). Dokument ten na wzór raportów dozоровych z innych krajów (np. US.NRC) opisuje całkowity proces oceny dozоровej, a w szczególności kryteria, metodologię oceny oraz wyniki porównawczych analiz bezpieczeństwa.

Uwagi i raport dozоровy

Merytoryczna i formalna ocena dozоровa rozpoczęła się wraz z otrzymaniem od aplikanta dokumentacji licencyjnej 4 grudnia 2014 roku i po ponad miesiącu dozór jądrowy przygotował listę uwag i pytań do operatora odnośnie do tej dokumentacji. Do pierwszej wersji dokumentacji licencyjnej PAA wystosowała do aplikanta – NCBJ ok. 360 pytań i uwag merytorycznych o różnych stopniach ważności. Dotyczyły one różnych aspektów bezpieczeństwa – od uzupełnienia dokumentacji, dokładniejszego opisu, wyjaśnienia tekstu po poprawieniu lub ponowne obliczenia. Po zakończonym procesie oceny dozоровej pytania i uwagi zostały scalone w jeden dokument i przesłane do aplikanta w celu wyjaśnienia i poprawy dokumentacji. W procesie iteracji, czyli zadawania pytań i uwag przez PAA oraz odpowiadania i poprawiania przez NCBJ, powstały cztery wersje dokumentacji licencyjnej. Tak niewielka liczba wersji dokumentacji była możliwa poprzez bardzo pomocne spotkania dozoru i aplikanta, podczas których wyjaśniono wiele kwestii, które mogłyby wydłużyć proces licencjonowania. Liczba uwag wraz z kolejną wersją dokumentacji malała i ostatecznie wszystkie zastrzeżenia

Tabela 2. Chronologia wydawania nowego zezwolenia na eksploatację reaktora badawczego Maria.

Wpłynięcie do PAA wniosku o wydanie zezwolenia na eksploatację reaktora badawczego Maria przez NCBJ na następne 10 lat do 31 marca 2025 roku	04.12.2014
Rozpoczęcie przez PAA procesu licencjonowania wraz z oceną bezpieczeństwa	04.12.2014
Zakończenie formalnej oceny dozоровej	09.12.2014
Zakończenie merytorycznej oceny dozоровej i przesłanie uwag do dokumentacji licencyjnej do NCBJ	16.01.2015
Pierwsza kontrola dozоровa	14–15.01.2015
Druga kontrola dozоровa	21.01.2015
Spotkania z aplikantem odnośnie do uwag i komentarzy do dokumentacji licencyjnej	9 i 11.02.2015
Pierwszy draft zezwolenia na eksploatację reaktora badawczego Maria	23.02.2015
Dostarczenie do PAA poprawionej dokumentacji licencyjnej – wersja 2	03.03.2015
Koniec ponownej oceny dozоровej	10.03.2015
Dostarczenie do PAA poprawionej dokumentacji licencyjnej – wersja 3	19.03.2015
Wydanie przez Prezesa PAA zezwolenia na eksploatację dla reaktora badawczego Maria	31.03.2015



Rys. 3. Graficzny harmonogram licencjonowania.

zostały wyjaśnione pod koniec marca, krótko przed wydaniem przez Prezesa PAA zezwolenia na eksploatację dla reaktora badawczego Maria. Bardziej szczegółowy proces licencjonowania został przedstawiony powyżej w formie harmonogramu graficznego.

Wnioski z procesu licencjonowania

W powyższym artykule zaprezentowano modelową metodologię licencjonowania wykorzystaną przez Państwową Agencję Atomistyki przy wydawaniu zezwolenia na eksploatację reaktora badawczego Maria dla aplikanta – Narodowego Centrum Badań Jądrowych. Dotychczasowy nadzór PAA nad reaktorem badawczym oraz ocena bez-

pieczeństwa zaktualizowanej dokumentacji licencyjnej dowiodła, że reaktor jest eksploatowany zgodnie z najwyższymi standardami bezpieczeństwa i najbardziej aktualnymi aktami prawnymi oraz wytycznymi MAEA. Mimo że proces ten dotyczył reaktora badawczego, to w przyszłości dokładnie takie samo licencjonowanie będzie przeprowadzane dla potencjalnych polskich elektrowni jądrowych.

Notka o autorze

Marcin Dąbrowski – absolwent wydziału Mechanicznego Energetyki i Lotnictwa Politechniki Warszawskiej, inspektor dozoru jądrowego II st., starszy specjalista w Wydziale Kontroli Obiektów Jądrowych, Departament Bezpieczeństwa Jądrowego Państwowej Agencji Atomistyki.

Zadania i działalność Grupy Dostawców Jądrowych

Krzysztof Kruk
Państwowa Agencja Atomistyki

Wstęp

W artykule opisano genezę, zadania i sposób działania Grupy Dostawców Jądrowych w systemie kontroli wywozu towarów strategicznych i podwójnego zastosowania, będącym istotnym elementem systemu zabezpieczeń materiałów jądrowych. Opisano znaczenie list kontrolnych towarów jądrowych i podwójnego zastosowania oraz listy kontrolnej Komitetu Zanggera dla działań podejmowanych w Polsce w zakresie nieprolifracji broni jądrowej. Podano odwołania do obowiązujących obecnie najważniejszych aktów prawnych.

Rola PAA w kontroli obrotu towarami strategicznymi i podwójnego zastosowania

Do towarów o znaczeniu strategicznym (wg Ustawy z dnia 29 listopada 2000 r. o obrocie z zagranicą towarami, technologiami i usługami o znaczeniu strategicznym dla bezpieczeństwa państwa, a także dla utrzymania międzynarodowego pokoju i bezpieczeństwa – Dz.U. z dnia 11 lutego 2013 r., poz. 194) zalicza się „towary o znaczeniu strategicznym dla bezpieczeństwa państwa¹, a także – dla utrzymania międzynarodowego pokoju i bezpieczeństwa, będące produktami podwójnego zastosowania lub uzbrojeniem”. Pojęcie obrotu obejmuje wywóz, transfer wewnątrz obszaru celnego Unii Europejskiej, usługi pośrednictwa, pomoc techniczną, przywóz i tranzyt.

Kontrola obrotu, w tym – kontrola wywozu produktów strategicznych oraz produktów tzw. podwójnego zastosowania, jest obok ochrony fizycznej i księgowości materiałów jądrowych jednym z elementów zabezpieczeń (*safeguards*) tych materiałów. Wynika to z faktu, iż materiały jądrowe są traktowane w **obrocie** jako towar o znaczeniu strategicznym dla bezpieczeństwa państwa, a „produkty

podwójnego zastosowania” oznaczają produkty, włącznie z oprogramowaniem i technologią, które mogą być stosowane zarówno w celach cywilnych, jak i wojskowych, oraz obejmują wszystkie towary, które mogą być użyte zarówno w zastosowaniach niewybuchowych, jak i w jakikolwiek sposób – **do wspomagania wytwarzania broni jądrowej lub innych urządzeń do wybuchu jądrowego.**

Organem **kontroli obrotu** jest w Polsce minister właściwy do spraw gospodarki, który wydaje odpowiednie zezwolenia na podstawie opinii innych właściwych organów. Dlatego też w systemie kontroli obrotu towarami strategicznymi i podwójnego zastosowania uczestniczy, poprzez **opiniowanie wniosków** kierowanych przez przedsiębiorców do Departamentu Bezpieczeństwa Gospodarczego Ministerstwa Gospodarki, obok innych organów i służb także Prezes Państwowej Agencji Atomistyki. Opiniowanie tych wniosków dotyczących materiałów jądrowych, technologii jądrowych oraz innych produktów podwójnego zastosowania, w których zakresie właściwy jest ze względu na obszar swojego działania Prezes PAA, należy do ważnych zadań inspektorów dozoru jądrowego Wydziału Nieprolifracji Departamentu Bezpieczeństwa Jądrowego PAA.

Geneza i znaczenie Grupy Dostawców Jądrowych w reżimie nieprolifracji

Ze względu na wagę sprawy **wywozu produktów strategicznych** – w postaci **materiałów jądrowych, urządzeń jądrowych i transferu technologii jądrowych** oraz **produktów tzw. podwójnego zastosowania (dual-use)** – w postaci **materiałów, urządzeń, oprogramowania i technologii produkcji**, które mogą być wykorzystywane zarówno w celach pokojowych, jak i do zadań militarnych, w tym do wytwarzania broni jądrowej, z inicjatywy tzw. wielkich mocarstw oraz krajów europejskich zaawansowa-

¹ Zwane w dalszej części artykułu „produktami strategicznymi”.

nych w dziedzinie wykorzystania technologii jądrowych, będących członkami układu o nierozprzestrzenianiu broni jądrowej – NPT (*Non-Proliferation Treaty*), w 1975 r. przystąpiono do tworzenia tzw. Grupy Dostawców Jądrowych – GDJ (*Nuclear Suppliers Group*). Skupiać miała ona specjalistów z zakresu technologii jądrowych, kontroli przepływu towarów oraz dyplomatów. W styczniu 1976 r. przystąpiono do opracowania wytycznych stanowiących podstawę działania GDJ – tzw. *Nuclear Suppliers Group Guidelines (NSG Guidelines)*. Przystąpienie do GDJ wiązało się z deklaracją rządu państwa, zainteresowanego członkostwem w GDJ, stosowania się do tych wytycznych. Ich pierwszą wersję wydano w 1978 r., w formie *IAEA Information Circular document INFCIRC/254* (obecnie INFCIRC/254, Part 1) – dokumentu dotyczącego eksportu materiałów, urządzeń i technologii jądrowych (*nuclear exports*) uzupełnionego w 1992 r. o część dotyczącą eksportu materiałów i technologii *dual-use* (INFCIRC/254, Part 2), mogących mieć zastosowanie w jądrowym cyklu paliwowym (*nuclear-related exports*) poza globalnym systemem zabezpieczeń (*IAEA safeguards*) lub w wytwarzaniu wybuchowych ładunków jądrowych.

Pierwszą grupę państw, które notyfikowały z dniem 11 stycznia 1978 r. przestrzeganie wytycznych GDJ, stając się formalnie członkami GDJ, stanowiły Belgia, Czechosłowacja, Francja, Holandia, Japonia, Kanada, Niemcy, **Polska**, Szwajcaria, Szwecja, USA, Wielka Brytania, Włochy i ZSRR.

Geneza powstania GDJ wiąże się z przeprowadzeniem w 1974 r. przez Indie, kraj nie będący sygnatariuszem NPT, próbnego wybuchu jądrowego. Zwiększenie liczby krajów dysponujących bronią jądrową spowodowało potrzebę bliższego poznania zagadnień przepływu towarów jądrowych i towarów podwójnego zastosowania pomiędzy poszczególnymi krajami i podjęcia odpowiednich działań na arenie międzynarodowej.

Komitet Zanggera i klub londyński

Omawiając rolę GDJ, warto podać, że podobnymi zagadnieniami zajął się już utworzony nieco wcześniej, bo w latach 1971–1974 i istniejący do chwili obecnej Komitet Zanggera. Komitet ten działający pod przewodnictwem Szwajcara, dr. Claude Zanggera powstał w celu wypełnienia zobowiązań wynikających z art. III p. 2 układu o nierozprzestrzenianiu broni jądrowej NPT, który wszedł w życie w roku 1970. Zobowiązania te dotyczą niedostępności do celów pokojowych jakimkolwiek państwu niedysponującemu bronią jądrową, tzw. NNWS (*non-nuclear-weapon-State*) określonych w NPT materiałów rozszczepialnych lub materiałów wyjściowych do ich przerobu, wykorzystania lub produkcji, jeśli państwo to nie ma podpisanych z MAEA odpowiednich porozumień dotyczących zabezpieczeń tych materiałów (tzw. *safeguards agreements*) oraz wdrożonych systemów ich ochrony fizycznej wynika-

jących z tych porozumień. W 1974 r. jako pierwszy Komitet ten opublikował listę towarów specjalnie zaprojektowanych do użytku do celów jądrowych (tzw. *Trigger List*), których eksport do krajów nie będących stronami Traktatu może naruszać zasady zabezpieczeń materiałów jądrowych. W przeciwieństwie do GDJ Komitet nie zajmuje się bezpośrednio kontrolą towarów podwójnego zastosowania. Egzekwuje natomiast, aby w przypadku wydania zezwolenia na eksport przez władze kraju członkowskiego spełnione były trzy warunki:

- przedmiot eksportu nie będzie wykorzystany do budowy ładunku wybuchowego,
- nie zostaną naruszone zasady zabezpieczeń Międzynarodowej Agencji Energii Atomowej (MAEA) oraz
- nie nastąpi reeksport do innego kraju na innych warunkach niż te, które musiał spełnić kraj, by otrzymać towar, który miałby być następnie przedmiotem reeksportu.

Listę kontrolną wraz z powyższymi warunkami zawiera dokument MAEA INFCIRC/209. Regulamin członków Komitetu Zanggera przewiduje składanie corocznych deklaracji przez kraje członkowskie informujących pozostałe kraje członkowskie o eksporcie materiałów jądrowych i rudy uranowej oraz towarów z listy objętej kontrolą Komitetu do krajów nie posiadających broni jądrowej lub nie będących stroną NPT. Od czasu powstania Komitetu lista kontrolna materiałów do zastosowań jądrowych była dwukrotnie aktualizowana. Aktualnie w Komitecie Zanggera skupionych jest 39 krajów członkowskich. Obie organizacje, Komitet Zanggera i GDJ, współpracują ze sobą, a spotkania plenarne Komitetu odbywają się w tym samym terminie co jesienne spotkanie Grupy Konsultacyjnej GDJ.

Opisane wyżej formalne powstanie GDJ poprzedziła seria spotkań odbytych w Londynie w latach 1975–1978 z udziałem przedstawicieli Francji, Japonii, Kanady, Niemiec, USA, Wielkiej Brytanii i byłego Związku Radzieckiego, poświęconych wypracowaniu zasad współpracy w zakresie transferu technologii jądrowych do celów pokojowych w taki sposób, by uniknąć ryzyka proliferacji broni jądrowej. Efektem współpracy tych państw, określanych jako tzw. klub londyński, było m.in. opracowanie wspomnianych wyżej wytycznych INFCIRC/254 opisujących zasady eksportu towarów, które są specjalnie zaprojektowane do pokojowego wykorzystania energii atomowej, obejmujących:

- materiały jądrowe,
- reaktory jądrowe oraz elementy ich wyposażenia,
- materiały niejądrowe stosowane w reaktorach,
- obiekty i urządzenia do prowadzenia procesów przerobu, wzbogacania izotopowego i konwersji materiałów jądrowych, jak również procesów wytwarzania paliwa jądrowego i produkcji ciężkiej wody,
- technologie związane z wymienionymi wyżej przedmiotami obrotu.

Wytyczne INFCIRC/254 są całkowicie zgodne z NPT oraz z wymienionymi niżej regionalnymi traktatami międzynarodowymi, stanowiąc ich istotne uzupełnienie i uszczegółowienie:

- traktatem o zakazie broni jądrowej w Ameryce Łacińskiej (Treaty of Tlatelolco),
- traktatem o strefie bezatomowej południowego Pacyfiku (Treaty of Rarotonga),
- traktatem o strefie bezatomowej Afryki (Treaty of Pelindaba),
- traktatem o strefie bezatomowej Azji Południowo-Wschodniej (Treaty of Bangkok),
- traktatem o strefie bezatomowej Azji Środkowej (Treaty of Semipalatinsk).

Działania państw „klubu londyńskiego” uwieńczono opublikowaniem wytycznych INFCIRC/254 i notyfikacją ich przestrzegania przez pierwszych 15 państw w styczniu 1978 r. (do wymienionych wcześniej doszła jeszcze w końcu stycznia 1978 r. Australia) zapoczątkowało formalne funkcjonowanie w miejsce nieformalnego „klubu londyńskiego” Grupy Dostawców Jądrowych – GDJ. W latach 1978–1991, mimo że przestrzeganie wytycznych GDJ zadeklarowało kilka dalszych krajów (Bułgaria, Dania, Finlandia, Grecja, Węgry, Irlandia, Luksemburg, Norwegia, Portugalia i Hiszpania), zwiększając liczbę państw w GDJ do 25, Grupa nie przejawiała istotnej aktywności. Bodźcem do jej uaktywnienia stała się konferencja przeglądowa NPT w 1990 r., podczas której, w wyniku przeglądu wdrożenia artykułu III NPT, przyjęto szereg rekomendacji mających na celu wzmocnienie globalnego reżimu zabezpieczeń przed proliferacją broni jądrowej (polityka dążenia do tzw. *full scope safeguards* czy *comprehensive safeguards*).

W tym czasie stało się jasne, iż działania państw takich jak Irak, a potem Iran wykazały, że istniejące dotychczas wytyczne GDJ nie ustrzegły przed rozwijaniem technologii jądrowych opartych na imporcie przez te kraje towarów obecnie określanych jako „produkty podwójnego zastosowania”. GDJ opracowała wówczas tzw. *Dual-Use Guidelines* wydane następnie w 1992 r. jako INFCIRC/254, Part 2, podczas gdy dotychczasowe wytyczne GDJ z 1978 r. stały się ich częścią pierwszą (INFCIRC/254, Part 1.)

Stało się również oczywiste, że konieczne są częstsze konsultacje państw GDJ w celu wymiany informacji nt. towarów i technologii wrażliwych z punktu widzenia nieprolifracji, na temat przypadków odmowy zgody na eksport takich towarów i koordynacji w tym zakresie. Wprowadzono warunek posiadania przez kraj niejądrowy, do którego ma nastąpić dostawa towarów znajdujących się na „*Trigger List*”, porozumień z MAEA i zabezpieczeń na poziomie tzw. *IAEA full scope safeguards agreement*.

W 1994 r. w wytycznych GDJ wprowadzono jako obowiązkową zasadę określaną jako „*Non-Proliferation Principle*”. Nakłada ona na dostawców towarów i technologii jądrowych obowiązek upewnienia się przed decyzją o ich

dostawie, czy kraj importujący, niezależnie od formalnego spełnienia innych wymagań, rzeczywiście na pewno nie przyczyni się w jakiś sposób do proliferacji broni jądrowej. Wprowadzenie tej zasady opiera się na założeniu, że fakt przystąpienia do NPT, czy do strefy bezatomowej, sam w sobie nie stanowi gwarancji, iż kraj ten skutecznie wywiąże się z podjętych formalnie zobowiązań traktatowych.

Reasumując, w latach 1978–1991 listy kontrolne nie były aktualizowane, lecz obowiązywały pierwotne wersje list i zaleceń do ich stosowania. W 1992 r. Grupa wznowiła swoją działalność po ujawnieniu luki w zakresie eksportu urządzeń do wzbogacania uranu do Iraku. Warto podkreślić, iż w tym samym roku z inicjatywy polskiego Ministerstwa Spraw Zagranicznych zostało zorganizowane Spotkanie Plenarne GDJ w Warszawie. Od tego czasu tak spotkania robocze, jak i plenarne odbywają się co rok. Obecnie w GDJ uczestniczy 50 krajów, natomiast Komisja Europejska i Komitet Zanggera mają w GDJ status obserwatora. Aktywność GDJ jest istotna z punktu widzenia przede wszystkim kontroli wywozu produktów podwójnego zastosowania (które nie są objęte działalnością Komitetu Zanggera).

Aktualna działalność GDJ

Obecnie do istotnych zadań GDJ należy ustalanie wspólnego stanowiska w sprawach zakresu towarów wymagających kontroli oraz zasad jej dokonywania. Ustalenia te opracowane przez ekspertów technicznych z poszczególnych krajów członkowskich są następnie negocjowane co do swojego przeznaczenia z udziałem dyplomatów krajów członkowskich GDJ. Pozwala to na wprowadzenie ich do przepisów krajów lub grup krajów, np. Unii Europejskiej. **Grupa Konsultacyjna GDJ** działa na zasadzie uzgadniania wspólnego stanowiska jej członków podczas spotkań Grupy Konsultacyjnej i corocznych Spotkań Plenarnych. Wewnątrz grupy działają także zespoły robocze do spraw wymiany informacji, a także (od 2010 r.) **Grupa Ekspertów Technicznych** zajmująca się stałą aktualizacją list produktów strategicznych i podwójnego zastosowania.

Zasady działania Grupy opisano w dokumencie MAEA INFCIRC/539 Rev. 6. Do organizacji tej należą nie tylko kraje posiadające rozwinięty przemysł jądrowy, ale także kraje takie jak Polska, nie mająca elektrowni jądrowych. Kontrolowane towary obejmują także produkty wymienione jako objęte w przypadku eksportu obowiązkiem deklarowania, w aneksie II do Protokołu Dodatkowego do Umowy o zabezpieczeniach INFCIRC/193/Ad.8.

Listy towarów dla przemysłu jądrowego i podwójnego zastosowania są respektowane przy prowadzeniu kontroli wywozu w krajach członkowskich Grupy. Dlatego też ona i jej działania nazywane są niekiedy „reżimem nieprolifacyjnym”. Kraje członkowskie informują się wzajemnie o tzw. odmowach eksportu, które powinny być respektowane w odniesieniu do przedmiotu eksportu i odbiorcy

w kraju przeznaczenia. Powodem udzielenia odmowy wywozu może być jednak także osoba odbiorcy lub państwo, jeżeli zostały wymienione w aktach prawnych, takich jak rezolucje ONZ, oraz regulacjach UE dotyczących sankcji wobec krajów dążących do wyprodukowania broni jądrowej. Dostarczenie towarów Państwom lub firmom niezgodne z listami kontrolnymi i zaleceniami ograniczającymi może być przedmiotem oceny ze strony wyspecjalizowanych komórek organizacyjnych MAEA i Komisji Europejskiej na podstawie np. deklaracji ruchu pojemników transportowych z osłonami uranowymi, deklaracji o eksporcie składanymi na podstawie Protokołu Dodatkowego do Umowy o Zabezpieczeniach i innych informacji.

Posiadanie sprawnie działającego systemu kontroli eksportu jest warunkiem otrzymania zgody innych krajów na import towarów podlegających kontroli, potrzebnych np. do budowy obiektów jądrowych.

Rozwijając się na przestrzeni czasu, działalność GDJ polega obecnie na współpracy międzynarodowej przy kontroli wywozu towarów istotnych dla przemysłu jądrowego, systematycznej aktualizacji list kontrolnych i zaleceń do ich stosowania. W szczególności od 2005 r. wypracowano warunki współpracy technicznej w dziedzinie energii jądrowej pomiędzy USA i innymi krajami a Indiami.

Grupa Dostawców Jądrowych stanowi też forum wymiany informacji o działalności w dziedzinie jądrowej krajów nie zrzeszonych. Wypracowała m.in. transparentny dla wszystkich krajów system decyzji w formie ujednoczonych dokumentów publikowanych przez MAEA oraz oświadczeń prasowych publikowanych po Spotkaniach Plenarnych. Była też organizatorką wielu seminariów z dziedziny kontroli wywozu. Organizacja pozostaje otwarta do przystąpienia innych krajów nie będących dotychczas jej członkami.

Podsumowanie

Podstawę prawną kontroli wywozu w Polsce stanowi Ustawa z dnia 29 listopada 2000 r. o obrocie z zagranicą towarami, technologiami i usługami o znaczeniu strategicznym dla bezpieczeństwa państwa, a także dla utrzymania międzynarodowego pokoju i bezpieczeństwa (Dz. U. z dnia 11 lutego 2013 r. poz. 194).

Zgodnie z nią jednym z organów opiniujących² wnioski przedsiębiorców składane do Departamentu Bezpieczeństwa Gospodarczego Ministerstwa Gospodarki o wydanie zezwolenia na wywóz jest Państwowa Agencja Atomistyki³.

Wydział Nieproliferaacji Agencji jako komórka organizacyjna państwowego dozoru jądrowego za pomocą wyspecjalizowanego programu wydaje opinie dotyczące zezwoleń na wywóz towarów i technologii strategicznych oraz podwójnego zastosowania. W niektórych przypadkach Minister Gospodarki występuje do Prezesa PAA o wydanie opinii na piśmie.

GDJ wymaga, aby przy udzielaniu zezwolenia na eksport towarów z list kontrolnych przedmiot eksportu nie mógł służyć do działalności nie objętej zabezpieczeniami MAEA oraz aby w kraju odbiorcy stosowane były zalecenia ochrony fizycznej materiałów jądrowych MAEA.

Spotkania GDJ i Komitetu Zanggera dotyczą bezpośrednio kontroli wywozu. Uczestnictwo w tych spotkaniach jest więc konieczne do właściwego opiniowania zezwoleń na wywóz kontrolowanych towarów i technologii przez Wydział Nieproliferaacji. Udział w spotkaniach pozwala na bezpośrednie uzyskiwanie szczegółowych informacji dotyczących powodów technicznych lub o charakterze politycznym dodania lub usunięcia z list kontrolnych poszczególnych produktów.

Rozpatrując działalność Grupy Dostawców Jądrowych z punktu widzenia naszego kraju, należy podkreślić, że jakkolwiek Polska uczestniczyła w pracach Grupy Dostawców Jądrowych od 1978 r., czyli niemal od samego początku, to dotychczasowy nasz udział ograniczał się głównie do funkcji użytkownika tego systemu kontroli. Teraz, w związku z planami budowy elektrowni jądrowych, staniemy się prawdopodobnie bardziej aktywnymi jego uczestnikami.

Notka o autorze

Dr inż. Krzysztof Kruk – absolwent Wydziału Mechanicznego Energetyki i Lotnictwa Politechniki Warszawskiej, główny specjalista w Wydziale Nieproliferaacji w Departamencie Bezpieczeństwa Jądrowego PAA, długoletni inspektor dozoru jądrowego w dziedzinie zabezpieczeń materiałów jądrowych; wielokrotny uczestnik z ramienia Polski w spotkaniach plenarnych Grupy Dostawców Jądrowych i Komitetu Zanggera.

Literatura

1. Rzymkowski K., *Ochrona materiałów jądrowych w elektrowniach jądrowych przed atakami terrorystycznymi*, Bezpieczeństwo Jądrowe i Ochrona Radiologiczna, nr 3/2011, s. 23.
2. Rzymkowski K., *Realizacja postanowień Traktatu o Nierozprzestrzenianiu Broni Jądrowej – weryfikacja materiałów jądrowych*, Bezpieczeństwo Jądrowe i Ochrona Radiologiczna, nr 4/2013, s. 30.
3. Rzymkowski K., *Pośrednia kontrola materiałów jądrowych*, Bezpieczeństwo Jądrowe i Ochrona Radiologiczna, nr 2/2014, s. 29.
4. Kruk K., *Sprawozdania ze spotkań Grupy Dostawców Jądrowych*.

² Pozostałe organy opiniujące wymienione w art. 3 poz. 11 Ustawy to minister właściwy do spraw zagranicznych, minister właściwy do spraw wewnętrznych, minister właściwy do spraw finansów publicznych, Szef Służby Wywiadu Wojskowego, Szef Agencji Bezpieczeństwa Wewnętrznego i Szef Agencji Wywiadu.

³ Kontrola wywozu odbywa się na podstawie aktualizowanych systematycznie list towarów przeznaczonych dla przemysłu jądrowego i list towarów podwójnego zastosowania opublikowanych aktualnie przez MAEA w dokumentach INF/CIRC/254 Part 1/Rev.12 i Part 2/Rev.9. Listy te są podstawą Rozporządzenia Rady (WE) nr 1382/2004 zmieniającego Rozporządzenie 428/2009 ustanawiającego wspólnotowy system kontroli wywozu, transferu, pośrednictwa i tranzytu w odniesieniu do produktów podwójnego zastosowania (Dz. Urz. UE z 22.10.2014 r.), a związanych z technologią jądrową.

Ochrona fizyczna źródeł promieniotwórczych

Monika Skotniczna
Państwowa Agencja Atomistyki

Wstęp

W bieżącym roku odnotowano w Polsce wypadki kradzieży źródeł promieniotwórczych stosowanych w przemyśle, w aparaturze kontrolno-pomiarowej (np. do wskazania poziomu, grubości itp.) bądź w defektoskopii wad materiałowych (np. do badania jakości spoin). W celu zapobieżenia takim sytuacjom konieczne jest, poza spełnieniem warunków bezpieczeństwa radiacyjnego (*radiation safety*) w procesach rutynowych, kontrolowanych zastosowań źródeł promieniotwórczych, zapewnienie także ich właściwej ochrony fizycznej (*security*), zapobiegającej utracie nad nimi kontroli, bez której mogą one, ze względu na swoje właściwości promieniotwórcze, stanowić zagrożenie dla zdrowia lub życia osób postronnych bądź stanowić zagrożenie dla środowiska.

Nie znaczy to, że każde źródło powinno być zabezpieczone w ten sam sposób. Wręcz przeciwnie, kierownik jednostki stosującej źródła promieniotwórcze powinien zadbać, aby zabezpieczenia były adekwatne do zagrożenia, na które mają wpływ zarówno aktualna aktywność i rodzaj źródła promieniotwórczego, jak i czynniki zewnętrzne określające poziom zagrożenia utratą nad nim kontroli. Te ostatnie mogą być znacznie zróżnicowane w zależności od lokalnych warunków w miejscu przechowywania źródeł i jego otoczeniu, mogą także zmieniać się w czasie. Dlatego też, **poza generalnym wymogiem**, zawartym w art. 43 ust. 3 ustawy Prawo atomowe, **nakładającym na kierownika jednostki organizacyjnej wykonującej działalność związaną ze źródłami promieniotwórczymi obowiązek zabezpieczenia ich przed uszkodzeniem, kradzieżą lub dostaniem się w ręce osób nieuprawnionych**, nie określono ustawowo wymaganego sposobu ich zabezpieczenia.

Zabezpieczenia fizyczne źródeł

Do zabezpieczeń fizycznych źródeł należą już same pojemniki osłonne i stacjonarne urządzenia, w których źródła są

zamontowane. Są one zwykle skonstruowane w taki sposób, by uniemożliwić lub znacznie utrudnić wydobycie z nich źródeł osobom nieuprawnionym. Ze względu na ochronę radiologiczną im większe źródło promieniotwórcze (zwłaszcza emitujące przenikliwe promieniowanie jonizujące) i im większe zagrożenie stwarza, tym większa i cięższa jest osłona mogąca ważyć nawet 150–170 kg. Tak jest na przykład w pojemnikach typu PRJ 1000 stosowanych w przemyśle. Nie bez znaczenia jednak jest także sposób i jakość zabezpieczenia pomieszczeń oraz system identyfikacji osób wchodzących do pracowni i magazynów, w których znajdują się źródła. W niektórych przypadkach niezbędny jest też całodobowy nadzór wyspecjalizowanych jednostek oraz systemy alarmowe na wypadek prób nieuprawnionego dostępu do pomieszczeń, w których przechowywane są źródła.

Motywy nieuprawnionych działań i podjęte przeciwdziałania

Źródła promieniotwórcze bywają obiektem zainteresowania dwóch grup ludzi, którzy nie są zainteresowani wykorzystaniem źródeł promieniotwórczych zgodnie z ich przeznaczeniem. Do **pierwszej grupy** należą osoby pozyskujące złom metalowy w celach zarobkowych i tych ludzi interesują zazwyczaj nie tyle same źródła promieniotwórcze, ile ołów i stal wykorzystywane jako ich osłony. Na przestrzeni ostatnich lat wszystkie kradzieże źródeł w Polsce miały taki właśnie motyw. Największym potencjalnym zagrożeniem są wszelkie próby pozbycia się źródła przed sprzedaniem jego osłon na złom. Próby otwarcia w tym celu lub rozszczelnienia pojemnika osłonnego mogą prowadzić do poważnego narażenia w pierwszym rzędzie sprawcy, a w przypadku wydobycia i porzucenia źródła – także przypadkowe osoby postronne.

Na początku XXI wieku na znaczeniu zyskały jednak także zagrożenia związane z terroryzmem o różnym podłożu – tzw. zagrożenia CBRN (*chemical, biological, radioactive, nuclear*). Rozważane są sytuacje związane z zagro-

zeniem, polegającym na nieuprawnionym użyciu źródeł promieniotwórczych w celach terrorystycznych, np. w tak zwanych brudnych bombach. W przypadku tej **drugiej grupy** ludzi ich celem jest pozyskanie nie tyle osłony, ile znajdującego się w niej materiału promieniotwórczego.

Ze względu na drugie z wymienionych wyżej zagrożeń zostały podjęte różne inicjatywy na arenie międzynarodowej zmierzające do wzmocnienia ochrony fizycznej źródeł promieniotwórczych, w pierwszym rządzie źródeł o wysokiej aktywności.

Na forum Międzynarodowej Agencji Energii Atomowej podjęto inicjatywę opracowania i wydania kodeksu postępowania z takimi źródłami. Polska, podobnie jak szereg innych państw członkowskich MAEA, zobowiązała się do wdrożenia wymagań *Code of Conduct on the Safety and Security of Radioactive Sources. IAEA/CODEOC/2004, IAEA, Vienna*, poprzez przyjęcie rezolucji *Measures to Strengthen International Co-operation in Nuclear, Radiation and Transport Safety and Waste Management GC(47)/RES/7.B*, podczas spotkania plenarnego Konferencji Generalnej MAEA, w dniu 19 września 2003 roku.

Równoległe podobne działania podjęto w Unii Europejskiej, opracowując i wydając dyrektywę Rady 2003/122/EURATOM w sprawie kontroli wysokoaktywnych źródeł zamkniętych i odpadów promieniotwórczych z dnia 22 grudnia 2003¹. Jej celem było wzmocnienie kontroli ruchu tych źródeł od chwili ich powstania do przekazania na odpady, poprzez prowadzenie ich identyfikacji, oznaczeń, ścisłej rachunkowości i ewidencji, a **także zabezpieczenie źródeł przed dostępem osób nieupoważnionych, ich utratą, kradzieżą** lub zniszczeniem przez ogień, dzięki istnieniu **planów ochrony** fizycznej oraz odpowiednich **pisemnych procedur** postępowania, a także dzięki odpowiednim szkoleniom personelu użytkowników tych źródeł. Dyrektywa nałożyła także na Państwa Członkowskie UE obowiązek współpracy z innymi Państwami Członkowskimi i państwami trzecimi oraz właściwymi organizacjami międzynarodowymi w zakresie utraty, usunięcia, kradzieży oraz odkrycia źródeł, a także w zakresie związanych z nimi dochodzeń. Polska, jako kraj członkowski Unii Europejskiej, od maja 2004 roku w pełni transponowała wymagania tej dyrektywy do polskiego porządku prawnego poprzez nowelizację ustawy Prawo atomowe w 2006 roku. Polskie prawo regulujące użytkowanie źródeł promieniotwórczych jest więc całkowicie zgodne z wymaganiami Unii Europejskiej, m.in. także w zakresie ich ochrony fizycznej.

Niezależnie od dostosowania polskich wymagań prawnych do dyrektyw Unii Europejskiej w końcu ubiegłej dekady podjęto w Polsce działania polegające na praktycznym wzmocnieniu zabezpieczeń wysokoaktywnych źródeł promieniotwórczych w kilkudziesięciu wytypowanych zakładach. Stało się to możliwe dzięki inicjatywie rządu Stanów Zjednoczonych wdrażania globalnego programu

redukcji zagrożeń globalnych GTRI (*Global Threat Reduction Initiative*). Mimo że nastawiony był on głównie na wycofanie z reaktorów badawczych na całym świecie wysoko wzbogaconego paliwa jądrowego, przewidziano w nim jednak także odpowiednie środki i zaplanowano działania w zakresie wzmocnienia ochrony fizycznej źródeł promieniotwórczych, w pierwszym rządzie – wysokoaktywnych i tego rodzaju oferta amerykańska została wykorzystana przez Polskę. Odpowiednie wzmocnienie systemów zabezpieczeń fizycznych w kilkudziesięciu jednostkach wykorzystujących wysokoaktywne źródła promieniotwórcze zostało przez Amerykanów sfinansowane i zrealizowane. W toku kontroli prowadzonych przez inspektorów dozoru jądrowego PAA w tych jednostkach sprawdza się, czy stopień zabezpieczeń fizycznych jest utrzymywany na osiągniętym w wyniku tych działań poziomie.

Warto jeszcze wspomnieć, iż MAEA, w celu wsparcia państw członkowskich, ustanowiła misje przeglądowe w zakresie ochrony fizycznej: *The International Physical Protection Advisory Service (IPPAS)*. Misje te mają w swoim programie, poza przeglądem i doradztwem w zakresie ochrony fizycznej materiałów jądrowych, także moduł dotyczący bezpieczeństwa źródeł promieniotwórczych. Dzięki niemu zakres misji może być dostosowany do przypadku państw członkowskich nie posiadających materiałów jądrowych lub państw, które chciałyby ograniczyć zakres misji jedynie do kwestii bezpieczeństwa źródeł promieniotwórczych.

Wymagania zawarte we wspomnianym wcześniej *Code of Conduct* dotyczą wdrożenia skutecznego krajowego systemu kontroli i ochrony źródeł promieniotwórczych w Państwie Członkowskim. Dotyczą one nie tylko ochrony źródeł w jednostce, ale również zarządzania działaniami podczas zdarzeń radiacyjnych z udziałem źródeł promieniotwórczych w przypadku wykrycia źródeł niekontrolowanych. Przepisy wyraźnie też wskazują podmioty odpowiedzialne w tych obszarach. Ponadto, kładą one nacisk na realizowanie zasad kultury bezpieczeństwa także w odniesieniu do fizycznych zabezpieczeń źródeł promieniotwórczych.

Aby ułatwić implementację na grunt krajowy wymagań *Code of Conduct*, zostały opublikowane szczegółowe wytyczne MAEA dla Państw Członkowskich. W wytycznych *Security of Radioactive Sources: implementing guide. IAEA Nuclear Security Series No. 11, Vienna (2009)* szczegółowo opisano zasady zapewnienia ochrony źródeł promieniotwórczych. Zasady te, omówione niżej, mogą być pomocne zwłaszcza dla kierowników jednostek będących użytkownikami źródeł.

Dobór zabezpieczeń fizycznych źródeł promieniotwórczych

Wytyczne MAEA *Nuclear Security Series No. 11* wprowadzają prosty algorytm mogący posłużyć do szybkiego

¹ Dz. Urz. WE L 346/57 z 31.12.2003, PL.ES rozdz. 15, t. 7, s. 694.

oszacowania, jakiego typu zabezpieczenia są wymagane, biorąc pod uwagę aktywność źródeł posiadanych przez jednostkę organizacyjną. Algorytm ten został opisany jako:

$$A/D = \frac{A_{i,n}}{D_n}$$

gdzie:

$A_{i,n}$ – aktywność każdego źródła i dla radionuklidu n
 D_n – wartość D dla radionuklidu n podana w tabeli 1.

Tabela 1. Wartości D odpowiadające poszczególnym radioizotopom²

Radionuklid	D(TBq)	D (Ci) ^a
Am-241	6.E-02	2.E+00
Am-241/Be	6.E-02	2.E+00
Cf-252	2.E-02	5.E-01
Cm-244	5.E-02	1.E+00
Co-60	3.E-02	8.E-01
Cs-137	1.E-01	3.E+00
Gd-153	1.E+00	3.E+01
Ir-192	8.E-02	2.E+00
Pm-147	4.E+01	1.E+03
Pu-238	6.E-02	2.E+00
Pu-239 ^b /Be	6.E-02	2.E+00
Ra-226	4.E-02	1.E+00
Se-75	2.E-01	5.E+00
Sr-90 (Y-90)	1.E+00	3.E+01
Tm-170	2.E+01	5.E+02
Yb-169	3.E-01	8.E+00
Au-198	2.E-01	5.E+00
Cd-109	2.E+01	5.E+02
Co-57	7.E-01	2.E+01
Fe-55	8.E+02	2.E+04
Ge-68	7.E-01	2.E+01
Ni-63	6.E+01	2.E+03
Pd-103	9.E+01	2.E+03
Po-210	6.E-02	2.E+00
Ru-106 (Rh-106)	3.E-01	8.E+00
Tl-204	2.E+01	5.E+02

a. Wartości podstawowe, które należy stosować, podane są w TBq. Wartości Curie podano ze względów praktycznych i można je stosować w przypadku zamkniętych źródeł promieniotwórczych, których aktywność wyrażona jest w Ci.

b. Przy projektowaniu zabezpieczeń powinny być wzięte pod uwagę kwestie dotyczące krytyczności.

Międzynarodowa Agencja Energii Atomowej, w zależności od wielkości współczynnika A/D , rekomenduje trzy poziomy zabezpieczeń. Poziom A, będący najwyższym poziomem zabezpieczeń i rozwiązań organizacyjnych, ma na celu wskazanie adekwatnych barier i innych rozwiązań dla źródeł o największej aktywności, których współczynnik A/D jest równy lub większy 1000. Poziom B jest rekomendowany dla działalności, w których przypadku współczynnik A/D mieści się w przedziale od 10, a poniżej 1000. Poniżej 10 zaleca się środki zapobiegawcze na poziomie C.

Każdy z poziomów jest podzielony na cztery funkcje bezpieczeństwa. Pierwsza z nich dotyczy **wykrywania** bezprawnego wtargnięcia osób nieuprawnionych na teren jednostki organizacyjnej w celu przejścia źródła promieniotwórczego. Kolejną funkcją bezpieczeństwa jest **opóźnienie** dostępu do źródeł. Poziom ten jest o tyle istotny, że dobre zabezpieczenia są często barierą odstraszącą niejednego złodzieja. Trzecią funkcją jest zapewnienie przez kierownika jednostki organizacyjnej sprawnego **reagowania** na próbę bezprawnego przejścia źródła promieniotwórczego, w celu jej udaremnienia. Czwarta funkcja dotyczy **zarządzania bezpieczeństwem źródeł** i opiera się na procedurach i instrukcjach związanych z ochroną fizyczną źródeł promieniotwórczych. W tej funkcji dużą rolę gra panująca w jednostce kultura bezpieczeństwa. Świadomość wpływu każdego pracownika realizującego procesy związane z wykorzystaniem źródeł promieniotwórczych w jednostce na bezpieczeństwo jest niezmiernie ważnym elementem wysokiej kultury bezpieczeństwa w jednostce.

Poniżej przedstawione są tabele z rekomendowanymi wymaganiami dla poszczególnych poziomów.

Przy projektowaniu barier i ochrony fizycznej **kierownik jednostki organizacyjnej musi jednak wziąć pod uwagę nie tylko współczynnik A/D , ale również uwzględnić specyficzne uwarunkowania w rejonie, gdzie będzie prowadzona działalność związana z wykorzystaniem źródeł promieniotwórczych**. Na przykład w okolicy, gdzie „popularne” jest okradanie firm z elementów, które są dalej sprzedawane do punktów skupu złomu, należy przyjąć ostrzejsze kryteria.

Obowiązki podmiotów w zakresie fizycznych zabezpieczeń źródeł w Polsce

Odpowiedzialność użytkowników źródeł

Z dniem wejścia Polski do Unii Europejskiej w maju 2004 roku, zaczęło u nas obowiązywać prawo unijne. Transponowane do prawa krajowego dyrektywy unijne w zakresie bezpieczeństwa jądowego i ochrony radiologicznej, w tym także transponowana w 2006 roku Dyrektywa Rady 2003/122/Euratom z dnia 22 grudnia 2003 roku w sprawie

² Źródło: opracowanie własne, na podstawie: *Security of Radioactive Sources: implementing guide. IAEA Nuclear Security Series No. 11, Vienna (2009)* – uwaga dotyczy również zamieszczonych niżej tabel 2–4.

Tabela 2. Zalecane środki dla poziomu bezpieczeństwa A (cel: zapobieganie bezprawnemu usuwaniu)

Funkcja bezpieczeństwa	Cel bezpieczeństwa	Środki bezpieczeństwa
Wykrywanie	Zapewnienie natychmiastowego wykrycia jakiegokolwiek bezprawnego dostępu do zabezpieczonego terenu/lokalizacji źródła.	System elektronicznego wykrywania włamań i/lub stały nadzór przez personel jednostki organizacyjnej.
	Zapewnienie wykrycia jakiegokolwiek próby bezprawnego usunięcia źródła.	Elektroniczne urządzenia do wykrywania sabotażu i/lub stały nadzór przez personel jednostki organizacyjnej.
	Zapewnienie natychmiastowej weryfikacji wykrycia.	Zdalny monitoring CCTV lub ocena dokonana przez uprawnionych pracowników/służby ochrony.
	Niezwłoczne przekazanie informacji o zaistniałej sytuacji do służb ochrony.	Szybkie, niezawodne środki komunikacji, takie jak telefony, telefony komórkowe, pagery, radia.
	Utrzymanie środków do wykrycia utraconego źródła poprzez weryfikację niezawodności urządzeń do monitoringu.	Cotygodniowe sprawdzanie poprawności działania urządzeń.
Opóźnienie	Zapewnienie opóźnienia w celu zminimalizowania prawdopodobieństwa bezprawnego usunięcia źródła.	System dwóch barier ochronnych (ściany, kabiny itd.)
Reagowanie	Zapewnienie natychmiastowej inicjacji reagowania w celu przerwania bezprawnego przemieszczania źródła.	Wyposażenie i procedury niezbędne do natychmiastowej reakcji.
Zarządzanie bezpieczeństwem	Zapewnienie kontroli dostępu do miejsca przechowywania źródeł, skutecznie ograniczając dostęp tylko przez osoby upoważnione.	Jeden środek identyfikacji.
	Zapewnienie wiarygodności osób upoważnionych.	Sprawdzenie danych każdego pracownika upoważnionego do samodzielnego (bez eskorty) dostępu do miejsca przechowywania źródła oraz do dostępu do informacji poufnych.
	Identyfikacja i ochrona informacji niejawnych.	Procedury mające na celu identyfikację informacji poufnych i ich ochronę przed bezprawnym ujawnieniem.
	Zapewnienie planu ochrony fizycznej.	Plan ochrony fizycznej zgodny z wymaganiami dozoru jądrowego i zapewniający reagowanie na zwiększone poziomy zagrożenia. Może stanowić rozwinięcie programu zapewnienia jakości, w części dotyczącej ochrony zamkniętych źródeł promieniotwórczych.
	Zapewnienie możliwości zarządzania zdarzeniami bezpieczeństwa objętymi planem postępowania awaryjnego na wypadek naruszenia ochrony fizycznej.	Procedury reagowania na sytuacje związane z ochroną fizyczną.
	Zapewnienie możliwości zarządzania zdarzeniami objętymi planem postępowania awaryjnego na wypadek naruszenia ochrony fizycznej.	Procedury reagowania na sytuacje związane z ochroną fizyczną.
	Ustanowienie systemu raportowania zdarzeń zw. z ochroną fizyczną.	Procedury terminowego raportowania zdarzeń zw. z ochroną fizyczną.

Tabela 3. Zalecane środki dla poziomu bezpieczeństwa B (cel: zminimalizowanie prawdopodobieństwa bezprawnego usunięcia)

Funkcja bezpieczeństwa	Cel bezpieczeństwa	Środki bezpieczeństwa
Wykrywanie	Zapewnienie natychmiastowego wykrycia jakiegokolwiek bezprawnego dostępu do zabezpieczonego terenu/lokalizacji źródła.	Zdalny monitoring CCTV lub ocena dokonana przez personel jednostki organizacyjnej/służby ochrony.
	Niezwłoczne przekazanie informacji o zaistniałej sytuacji do służb ochrony.	Szybkie, niezawodne środki komunikacji, takie jak telefony, telefony komórkowe, pagery, radia.
	Utrzymanie środków do wykrycia utraconego źródła poprzez weryfikację niezawodności urządzeń do monitoringu.	Cotygodniowe sprawdzanie poprawności działania urządzeń.
Opóźnienie	Zapewnienie opóźnienia w celu zminimalizowania prawdopodobieństwa bezprawnego usunięcia.	System dwóch barier ochronnych (ściany, kabiny itd.).

Reagowanie	Zapewnienie natychmiastowej inicjacji reagowania w celu przerwania bezprawnego przemieszczania źródła.	Wyposażenie i procedury niezbędne do natychmiastowej reakcji.
Zarządzanie bezpieczeństwem	Zapewnienie kontroli dostępu do miejsca przechowywania źródeł, skutecznie ograniczając dostęp tylko przez osoby upoważnione	Jeden środek identyfikacji.
	Zapewnienie wiarygodności osób upoważnionych.	Sprawdzenie danych każdego pracownika upoważnionego do samodzielnego (bez eskorty) dostępu do miejsca przechowywania źródła oraz do dostępu do informacji poufnych.
	Identyfikacja i ochrona informacji niejawnych.	Procedury mające na celu identyfikację informacji poufnych i ich ochronę przed bezprawnym ujawnieniem.
	Zapewnienie planu ochrony fizycznej.	Plan ochrony fizycznej zgodny z wymaganiami dozoru jądrowego i zapewniający reagowanie na zwiększone poziomy zagrożenia.
	Zapewnienie możliwości zarządzania zdarzeniami bezpieczeństwa objętymi planem postępowania awaryjnego na wypadek naruszenia ochrony fizycznej.	Procedury reagowania na sytuacje związane z ochroną fizyczną.
Ustanowienie systemu raportowania zdarzeń zw. z ochroną fizyczną.	Procedury terminowego raportowania zdarzeń zw. z ochroną fizyczną.	

Tabela 4. Zalecane środki dla poziomów bezpieczeństwa C (cel: ograniczenie prawdopodobieństwa bezprawnego usuwania)

Funkcja bezpieczeństwa	Cel bezpieczeństwa	Środki bezpieczeństwa
Wykrywanie	Zapewnienie wykrycia bezprawnego usuwania źródła.	Urządzenie do wykrywania sabotażu i/lub okresowe kontrole przez personel operatora.
	Zapewnienie natychmiastowej analizy zdarzenia przez personel operatora.	Analiza wykonana przez personel jednostki organizacyjnej/służby ochrony.
	Zapewnienie środka do wykrycia utraconego źródła poprzez weryfikację.	Comiesięczne sprawdzanie przy użyciu kontroli fizycznych urządzeń wykrywających sabotaż lub innych form w celu potwierdzenia obecności źródła.
Opóźnienie	Zapewnienie opóźnienia w celu zminimalizowania prawdopodobieństwa bezprawnego usunięcia źródła.	Jedna bariera ochronna (np. kabina, obudowa źródła) lub prowadzenie obserwacji przez personel jednostki organizacyjnej.
Reagowanie	Wdrożenie odpowiedniego działania w przypadku bezprawnego usunięcia źródła.	Procedury mające na celu identyfikację niezbędnych działań zgodnie z planem postępowania awaryjnego na wypadek naruszenia ochrony fizycznej.
Zarządzanie bezpieczeństwem	Zapewnienie kontroli dostępu do miejsca przechowywania źródła, skutecznie ograniczając dostęp jedynie do osób upoważnionych.	Jeden środek identyfikacji.
	Zapewnienie wiarygodności osób upoważnionych.	Zastosowanie odpowiednich metod ustalenia wiarygodności osób upoważnionych mających samodzielną (bez eskorty) dostęp do źródeł radioaktywnych i dostęp do informacji poufnych.
	Identyfikacja i ochrona informacji poufnych.	Procedury mające na celu identyfikację informacji poufnych i ich ochronę przed bezprawnym ujawnieniem.
	Zapewnienie planu ochrony fizycznej.	Plan ochrony fizycznej obejmujący procedury na wypadek próby usunięcia źródła.
	Zapewnienie możliwości zarządzania zdarzeniami naruszenia ochrony fizycznej objętymi planem postępowania awaryjnego na wypadek naruszenia ochrony fizycznej.	Procedury reagowania na sytuacje związane z bezpieczeństwem.
Ustanowienie systemu raportowania zdarzeń zw. z ochroną fizyczną.	Procedury terminowego raportowania zdarzeń zw. z ochroną fizyczną.	

kontroli wysoce radioaktywnych źródeł zamkniętych i odpadów radioaktywnych, obarcza odpowiedzialnością za bezpieczeństwo i ochronę fizyczną **posiadacza zezwolenia na użytkowanie źródeł promieniotwórczych**. Zgodnie z tą kardynalną zasadą, w myśl art. 7 ust. 1 ustawy Prawo atomowe za przestrzeganie wymagań bezpieczeństwa jądrowego i ochrony radiologicznej, w tym także za ochronę fizyczną posiadanych źródeł promieniotwórczych, odpowiada kierownik jednostki organizacyjnej wykonującej działalność związaną z narażeniem.

Zadania organów dozoru jądrowego

Zgodnie natomiast z art. 109 ust. 1 ustawy Prawo atomowe Prezes Państwowej Agencji Atomistyki jest centralnym organem administracji rządowej właściwym w sprawach bezpieczeństwa jądrowego i ochrony radiologicznej w zakresie określonym ustawą. Artykuł 110 ustawy precyzuje zadania Prezesa w ramach tak określonej właściwości – są to zadania urzędu dozoru jądrowego (*nuclear regulatory authority*), czyli urzędu regulującego i nadzorującego obiekty (*facilities*) i działalności (*activities*) związane z narażeniem na promieniowanie jonizujące, z punktu widzenia wymagań bezpieczeństwa (*safety*) **jądrowego i radiacyjnego** – materiałów jądrowych i źródeł promieniotwórczych, bezpieczeństwa ich **transportu** oraz bezpieczeństwa **odpadów** promieniotwórczych powstających w wyniku tych działalności, a także wymagań w zakresie ich ochrony fizycznej (*security*) i systemu zabezpieczeń materiałów jądrowych (*safeguards*). Odzwierciedlają to niżej przytoczone wybrane zapisy artykułu 110, stanowiące, iż do zakresu działania Prezesa Agencji należy wykonywanie zadań związanych z zapewnieniem bezpieczeństwa jądrowego i ochrony radiologicznej kraju, a w szczególności takie zadania, jak:

- sprawowanie nadzoru nad działalnością powodującą lub mogącą powodować narażenie ludzi i środowiska na promieniowanie jonizujące oraz przeprowadzanie kontroli w tym zakresie, w tym wydawanie decyzji w sprawach zezwoleń i uprawnień oraz innych decyzji przewidzianych w ustawie;
- opracowywanie projektów aktów prawnych w zakresie objętym ustawą i uzgadnianie ich w trybie określonym w regulaminie prac Rady Ministrów;
- wydawanie zaleceń technicznych i organizacyjnych w sprawach bezpieczeństwa jądrowego i ochrony radiologicznej;
- wykonywanie zadań związanych z oceną sytuacji radiacyjnej kraju w warunkach normalnych i w sytuacji zdarzeń radiacyjnych oraz przekazywanie właściwym organom i ludności informacji o tej sytuacji;
- wykonywanie zadań wynikających z zobowiązań Rzeczypospolitej Polskiej w zakresie prowadzenia ewidencji i kontroli materiałów jądrowych, ochrony fizycznej materiałów i obiektów jądrowych, szczególnej kontroli obrotu z zagranicą towarami i technologiami jądrowymi

oraz innych zobowiązań wynikających z umów międzynarodowych dotyczących bezpieczeństwa jądrowego i ochrony radiologicznej.

W tym miejscu należy dodać, że rozdział 9 ustawy Prawo atomowe zawiera wymóg objęcia działalności z promieniowaniem dozorem jądrowym i wskazuje organy państwa, które ten dozór sprawują, ich sposób działania, uprawnienia i obowiązki: art. 63 ust. 1 ustawy stanowi, iż wykonywanie działalności powodującej lub mogącej powodować narażenie ludzi i środowiska na promieniowanie jonizujące podlega nadzorowi i kontroli w zakresie bezpieczeństwa jądrowego i ochrony radiologicznej.

Nadzór i kontrola, o których mowa w ust. 1, wykonywane są:

- 1) przez organy dozoru jądrowego – jeżeli organem właściwym do wydania zezwolenia albo przyjęcia zgłoszenia jest Prezes Agencji;
- 2) przez państwowego wojewódzkiego inspektora sanitarnego, komendanta wojskowego ośrodka medycyny prewencyjnej lub państwowego inspektora sanitarnego Ministerstwa Spraw Wewnętrznych – w zakresie działalności, na której wykonywanie organy te wydają zezwolenia.

Organy dozoru jądrowego przeprowadzają:

- 1) kontrole okresowe – zgodne z planem kontroli zatwierdzonym przez Prezesa Agencji;
- 2) kontrole doraźne – w przypadku wystąpienia okoliczności mających istotny wpływ na stan bezpieczeństwa jądrowego i ochrony radiologicznej jednostki organizacyjnej, w której ma być przeprowadzona kontrola;
- 3) kontrole ciągłe – w elektrowniach jądrowych na podstawie stałego upoważnienia.

W przypadku stwierdzenia w czasie kontroli bezpośredniego zagrożenia bezpieczeństwa jądrowego lub ochrony radiologicznej w myśl art. 68 ustawy Prawo atomowe organy dozoru jądrowego (Prezes PAA, inspektorzy dozoru jądrowego) wydają nakazy lub zakazy, które zapewniają usunięcie takiego zagrożenia, jak np. nakaz wstrzymania pracy z określonym źródłem promieniowania jonizującego, wstrzymania instalowania określonych urządzeń czy zakaz wykonywania określonych prac lub czynności.

Trzeba mieć także na uwadze art. 68a i 68b ustawy Prawo atomowe, w myśl których w przypadku stwierdzenia w czasie kontroli okoliczności mających negatywny wpływ na bezpieczeństwo jądrowe lub ochronę radiologiczną, które nie stanowią naruszenia wymagań bezpieczeństwa jądrowego i ochrony radiologicznej, określonych w przepisach prawa lub w zezwoleniu, inspektor dozoru jądrowego może wydać zalecenie mające na celu poprawę stanu bezpieczeństwa jądrowego lub ochrony radiologicznej w kontrolowanej jednostce organizacyjnej.

Na podstawie protokołu kontroli stwierdzającego stan faktyczny lub prawny niezgodny z warunkami określonymi w zezwoleniu lub przepisami regulującymi działalność objętą zezwoleniem Prezes Agencji wydaje decyzję naka-

zującą usunięcie nieprawidłowości w wyznaczonym terminie, w szczególności nakazuje:

- 1) przeprowadzenie przeglądu technicznego lub testów obiektu jądrowego bądź jego części w przypadku konieczności sprawdzenia spełniania warunków bezpieczeństwa jądrowego i ochrony radiologicznej;
- 2) wprowadzenie działań zapobiegawczych mających na celu redukcję narażenia oraz prowadzenia ich monitoringu;
- 3) wstrzymanie prowadzenia działalności z określonymi materiałami jądrowymi, źródłami promieniowania jonizującego, odpadami promieniotwórczymi lub wypalonym paliwem jądrowym.

Kierownik jednostki organizacyjnej, do której skierowano decyzję, jest obowiązany do zawiadomienia w wyznaczonym terminie Prezesa Agencji o sposobie usunięcia nieprawidłowości.

Na podstawie protokołu kontroli stwierdzającego uchybienia inne niż określone w art. 68b ustawy Prawo atomowe, mogące mieć wpływ na bezpieczeństwo jądrowe lub ochronę radiologiczną, Prezes Agencji może skierować do kierownika kontrolowanej jednostki organizacyjnej wystąpienie pokontrolne w sprawie usunięcia tych uchybień, wskazując termin ich usunięcia.

Przytoczone wyżej zapisy ustawy określają, na czym polegają działania Prezesa PAA jako organu właściwego w zakresie bezpieczeństwa jądrowego i ochrony radiologicznej.

Warto tu podkreślić, iż zapisy ustawy w żadnym miejscu nie czynią organów dozoru jądrowego odpowiedzialnymi wprost za bezpieczeństwo, ochronę radiologiczną i ochronę fizyczną w działalnościach prowadzonych przez podmioty, którym Prezes PAA udziela zezwoleń. Przeciwnie, odpowiedzialnymi za bezpieczeństwo ustawa czyni właśnie posiadaczy zezwoleń.

W myśl art. 4 ust. 1 ustawy Prawo atomowe wykonywanie działalności związanej z narażeniem wymaga zezwolenia albo zgłoszenia w zakresie bezpieczeństwa jądrowego i ochrony radiologicznej.

W myśl art. 5 ust. 11 ustawy Prawo atomowe organ wydający zezwolenie cofa zezwolenie w przypadku, gdy:

- 1) wydano prawomocne orzeczenie zakazujące jednostce organizacyjnej wykonywania objętej zezwoleniem działalności związanej z narażeniem;
- 2) jednostka organizacyjna przestała spełniać warunki określone przepisami prawa, wymagane do prowadzenia działalności określonej w zezwoleniu;
- 3) jednostka organizacyjna nie usunęła, w wyznaczonym przez organ wydający zezwolenie terminie, stanu faktycznego lub prawnego niezgodnego z warunkami określonymi w zezwoleniu lub z przepisami regulującymi działalność objętą zezwoleniem;
- 4) jednostka organizacyjna nie wykonała sankcji nałożonych na nią przez Komisję Europejską na podstawie art. 83 Traktatu Euratom;

- 5) jednostka organizacyjna nie zastosowała się do nakazu lub zakazu, o którym mowa w art. 68 ust. 1, lub nie wykonała decyzji, o której mowa w art. 68b ust. 1.

Obowiązki posiadaczy zezwoleń

W myśl art. 43 ustawy Prawo atomowe źródła promieniowania jonizującego podlegają kontroli, a źródła promieniotwórcze podlegają także ewidencji. Obowiązek prowadzenia kontroli źródeł promieniowania jonizującego oraz ewidencji stanu i ruchu źródeł promieniotwórczych spoczywa na kierowniku jednostki organizacyjnej wykonującej działalność związaną z tymi źródłami. Kierownik jednostki organizacyjnej wykonującej działalność związaną ze źródłami promieniotwórczymi ma obowiązek zabezpieczyć je przed uszkodzeniem, kradzieżą lub dostaniem się w ręce osób nieuprawnionych.

Zgodnie z art. 43b ust. 1 ustawy Prawo atomowe kierownik jednostki organizacyjnej wykonującej działalność ze źródłem wysokoaktywnym ma obowiązek:

- 1) sprawić, żeby do źródła został dołączony dokument zawierający numer identyfikacyjny źródła, wskazujący, że zostało ono oznaczone w sposób określony w art. 43a ust. 1 pkt 1–3 (tj. pojemnik ze źródłem i w miarę możliwości obudowa oznakowane są „koniczynką” a niepowtarzalny numer identyfikacyjny źródła jest wybitny lub wygrawerowany na jego obudowie i pojemniku, a jeśli to jest niemożliwe, na pojemniku jest umieszczona informacja o typie źródła) oraz potwierdzający czytelność tego oznaczenia;
- 2) przed przekazaniem źródła innej jednostce organizacyjnej sprawdzić, czy posiada ona zezwolenie Prezesa Agencji na działalność z tym źródłem;
- 3) niezwłocznie zawiadomić Prezesa Agencji o kradzieży lub utracie źródła, a także o korzystaniu z niego przez osobę nieuprawnioną;
- 4) po zakończeniu działalności ze źródłem niezwłocznie przekazać źródło:
 - a) jednostce organizacyjnej posiadającej zezwolenie na wykonywanie działalności z takim źródłem albo
 - b) państwowemu przedsiębiorstwu użyteczności publicznej, tj. Zakładowi Unieszkodliwiania Odpadów Promieniotwórczych, albo
 - c) jednostce organizacyjnej, która źródło dostarczyła albo udostępniła.

Do dokumentu, o którym mowa w ust. 1 pkt 1, dołącza się fotografie, o których mowa w art. 43a ust. 1 pkt 5, oraz stosownie do okoliczności, fotografię typowego opakowania transportowego, urządzenia lub sprzętu, typu takiego, jak ten, w którym znajduje się to źródło.

W zakresie ochrony fizycznej źródeł organy dozoru jądrowego weryfikują jakość stosowanych zabezpieczeń już na etapie weryfikacji wniosku o zezwolenie na działalność. Zgodnie z rozporządzeniem Rady Ministrów z dnia 3 grudnia 2002 roku w sprawie dokumentów wymaganych

przy składaniu wniosku o wydanie zezwolenia na wykonywanie działalności związanej z narażeniem na działanie promieniowania jonizującego albo przy zgłoszeniu wykonywania tej działalności (Dz. U z 2002 r., Nr 220, poz. 1851, z późn. zm.), zwanym dalej „rozporządzeniem w sprawie dokumentów wymaganych przy składaniu wniosku”, dokumenty te muszą zawierać m.in. program zapewnienia jakości prowadzonej działalności, który dotyczy także m.in. zabezpieczenia źródeł i ochrony fizycznej materiałów jądrowych.

W załączniku nr 1 do rozporządzenia w sprawie dokumentów wymaganych przy składaniu wniosku wskazano na dokumenty dołączane do wniosku niezależnie od rodzaju działalności związanej z narażeniem, której dotyczy wniosek, tj.:

- 1) informacje charakteryzujące źródła i odpady promieniotwórcze, materiały jądrowe, promieniowanie jonizujące emitowane przez urządzenia zawierające źródła promieniotwórcze lub wytwarzające promieniowanie jonizujące;
- 2) informacje o uprawnieniach osób zatrudnionych na stanowiskach wymagających specjalnych uprawnień oraz uprawnieniach inspektora ochrony radiologicznej;
- 3) określenie rodzaju i zakresu prowadzonej kontroli narażenia pracowników na promieniowanie jonizujące oraz kontroli środowiska pracy i otoczenia jednostki organizacyjnej wraz z informacją dotyczącą posiadanego sprzętu dozymetrycznego i jego wzorcowania;
- 4) program zapewnienia jakości działalności, której dotyczy wniosek, który określa w szczególności:
 - a) podział pomiędzy pracownikami jednostki organizacyjnej odpowiedzialności w sprawach bezpieczeństwa jądrowego i ochrony radiologicznej,
 - b) sposób realizacji wymagań dotyczących funkcjonowania, konserwacji i utrzymania źródeł promieniowania jonizującego i wyposażenia,
 - c) sposób zabezpieczenia źródeł promieniotwórczych przed uszkodzeniem, kradzieżą i dostaniem się w ręce osób nieuprawnionych.

Ponadto, w zakresie działalności polegającej na stosowaniu źródeł promieniotwórczych, materiałów jądrowych, urządzeń zawierających źródła promieniotwórcze lub wytwarzających promieniowanie jonizujące w pracowni do wniosku dołącza się:

- a) instrukcję pracy ze źródłami promieniotwórczymi lub materiałami jądrowymi oraz opis techniczny dotyczący budowy, działania i obsługi urządzeń zawierających źródła promieniotwórcze lub wytwarzających promieniowanie jonizujące;
- b) instrukcję postępowania z odpadami promieniotwórczymi;
- c) zakładowy plan postępowania awaryjnego;
- d) informację o obiekcie lub pomieszczeniach, w których znajduje się pracownia, przewidzianych do prowadzenia działalności określonej we wniosku;

- e) informację o przechowywaniu źródeł, odpadów promieniotwórczych, materiałów jądrowych oraz urządzeń zawierających źródła promieniotwórcze, jeżeli przechowywanie ma się odbywać poza pracownią;
- f) informację o ochronie fizycznej materiałów jądrowych;
- g) informację dotyczącą jednostki organizacyjnej instalującej urządzenie zawierające źródła promieniotwórcze lub wytwarzające promieniowanie jonizujące oraz jednostki przewidzianej do dokonywania konserwacji i kontroli tych urządzeń.

Całość niniejszych regulacji stanowi o istniejącej już obecnie konieczności zapewnienia przez kierownika jednostki organizacyjnej stosownej polityki w zakresie ochrony i kontroli źródeł promieniotwórczych.

Rejestr wysokoaktywnych źródeł promieniotwórczych

Zgodnie z art. 43c ustawy Prawo atomowe Prezes Agencji prowadzi rejestr źródeł wysokoaktywnych, z którymi jest wykonywana działalność, oraz innych zamkniętych źródeł promieniotwórczych stosowanych i przechowywanych w jednostkach organizacyjnych wykonujących na podstawie zezwolenia działalność polegającą na stosowaniu lub przechowywaniu zamkniętych źródeł promieniotwórczych bądź urządzeń zawierających takie źródła.

Rejestr, o którym mowa powyżej, zawiera określenie:

- 1) jednostki organizacyjnej wykonującej działalność ze źródłem;
- 2) typu źródła;
- 3) izotopu promieniotwórczego zawartego w źródle;
- 4) aktywności źródła w momencie jego wytworzenia, a jeżeli nie jest znana, w momencie wprowadzenia źródła do obrotu albo wejścia w posiadanie źródła przez jednostkę organizacyjną prowadzącą działalność z tym źródłem;
- 5) w przypadku źródeł wysokoaktywnych, jeżeli jest to możliwe, także numeru identyfikacyjnego źródła.

Kierownicy jednostek organizacyjnych wykonujących działalność ze źródłami wysokoaktywnymi oraz kierownicy jednostek organizacyjnych wykonujących na podstawie zezwolenia działalność polegającą na stosowaniu lub przechowywaniu zamkniętych źródeł promieniotwórczych lub urządzeń zawierających takie źródła przekazują Prezesowi Agencji kopie dokumentów ewidencji źródeł promieniotwórczych, w tym źródeł wysokoaktywnych.

Kopie dokumentów ewidencji źródeł promieniotwórczych stanowią podstawę dokonywania wpisów do rejestru źródeł prowadzonego przez Prezesa PAA.

Szczegółowe wymagania w zakresie:

- pracy ze źródłami promieniotwórczymi, urządzeniami zawierającymi takie źródła oraz urządzeniami wytwarzającymi promieniowanie jonizujące, stosowanymi poza pracowniami,

- sposobu prowadzenia kontroli źródeł promieniowania jonizującego oraz ewidencji źródeł promieniotwórczych, częstotliwości tej kontroli i sposobu dokumentowania jej wyników,
- wzoru kart ewidencyjnych do prowadzenia ewidencji źródeł promieniotwórczych, okresu przechowywania tych kart i innych dokumentów ewidencji,
- dokumentów ewidencji, których kopie stanowią podstawę wpisu do rejestru źródeł wysokoaktywnych, z którymi jest wykonywana działalność związana z narażeniem, oraz innych zamkniętych źródeł promieniotwórczych stosowanych i przechowywanych w jednostkach organizacyjnych wykonujących na podstawie zezwolenia działalność polegającą na stosowaniu lub przechowywaniu źródeł promieniotwórczych lub urządzeń zawierających takie źródła,
- częstotliwości przekazywania kopii dokumentów ewidencji Prezesowi Państwowej Agencji Atomistyki, a także okresu przechowywania przez niego tych kopii

reguluje Rozporządzenie Rady Ministrów z dnia 12 lipca 2006 roku w sprawie szczegółowych warunków bezpiecznej pracy ze źródłami promieniowania jonizującego (Dz. U. z 2006 r. Nr 140 poz. 994).

Odpowiedzialność i obowiązki innych podmiotów

Realizacja wszystkich opisanych wyżej działań ma ogromny wpływ na **prewencję** w zakresie ochrony źródeł promieniotwórczych przed utratą. Jednakże polskie ustawodawstwo wyraźnie określa zadania różnych podmiotów również w zakresie **zarządzania sytuacjami związanymi z zaginięciem źródeł promieniotwórczych oraz odnalezieniem źródeł niekontrolowanych**.

Zgodnie z art. 43d. 1 ustawy kierownik jednostki, której pracownicy mogą w trakcie pracy zetknąć się ze źródłami niekontrolowanymi, w szczególności kierownik jednostki zajmującej się magazynowaniem, sprzedają lub przetwórstwem złomu metali, ma obowiązek zapewnić tym pracownikom szkolenie obejmujące:

- 1) informację o możliwości natknięcia się na takie źródło;
- 2) wizualne wykrywanie źródeł niekontrolowanych i ich pojemników;
- 3) podstawowe informacje o promieniowaniu jonizującym i jego skutkach;
- 4) informację o działaniach, jakie należy podjąć w przypadku wykrycia albo podejrzenia wykrycia źródła niekontrolowanego.

Ponadto, takie szkolenia powinny być zapewnione dla Straży Granicznej, Służby Celnej oraz Straży Pożarnej, które to jednostki mogą się zetknąć ze źródłami niekontrolowanymi w związku z pełnioną służbą.

Zgodnie z art. 86 ustawy w przypadku stwierdzenia podwyższonego poziomu mocy dawki promieniowania joni-

zującego lub wystąpienia skażeń promieniotwórczych, w tym spowodowanych aktem terroru, z wyłączeniem zdarzeń radiacyjnych, o których mowa w art. 82 oraz w przypadku znalezienia porzuconej substancji promieniotwórczej, w tym źródła niekontrolowanego, akcją likwidacji zagrożenia i usuwania skutków zdarzenia kieruje wojewoda właściwy dla województwa, na którego obszarze stwierdzono podwyższony poziom mocy dawki promieniowania jonizującego, wystąpienie skażeń promieniotwórczych lub znaleziono porzuconą substancję promieniotwórczą, we współpracy z państwowym wojewódzkim inspektorem sanitarnym, podejmując stosowne działania interwencyjne określone w wojewódzkim planie postępowania awaryjnego, z zastrzeżeniem art. 84 ust. 5, w myśl którego podczas zdarzenia radiacyjnego powodującego zagrożenie o zasięgu krajowym akcją likwidacji zagrożenia i usuwania skutków zdarzenia kieruje minister właściwy do spraw wewnętrznych przy pomocy Prezesa Agencji.

Wymagania dla wojewódzkiego oraz krajowego planu postępowania awaryjnego określone są w rozporządzeniu Rady Ministrów z dnia 18 stycznia 2005 roku w sprawie planów postępowania awaryjnego w przypadku zdarzeń radiacyjnych (Dz. U. nr 20, poz. 169 z póź. zm.)³.

Podsumowanie

Reasumując, polskie prawo szczegółowo określa prawa i obowiązki poszczególnych podmiotów, w tym odpowiedzialność kierownika jednostki za bezpieczeństwo źródeł oraz obowiązki Prezesa PAA i inspektorów dozoru jądrowego związane z nadzorem i kontrolą jednostek. W przypadku utraty kontroli nad źródłem przepisy definiują odpowiedzialność kierowników organów i służb, których działalność nie jest bezpośrednio związana z wykorzystaniem promieniowania jonizującego, w zakresie wykrywania źródeł niekontrolowanych i postępowania w takich przypadkach, aż po wojewodę i ministra właściwego do spraw wewnętrznych w zakresie usuwania skutków zdarzenia.

Problematyka ochrony fizycznej źródeł jest stale rozwijającym się obszarem działań, mającym duży wpływ na ochronę radiologiczną. Na arenie międzynarodowej nadal trwa dyskusja, w jaki sposób należy tę ochronę realizować w ciągle zmieniających się warunkach zewnętrznych. Świat musi się zmierzyć też ze zmieniającymi się zagrożeniami, jakie niesie ze sobą działalność terrorystyczna. Polska stara się dotrzymać kroku, stąd nasz aktywny udział w pracach ciał międzynarodowych w tym zakresie. Niemniej jednak pracujemy także nad doskonaleniem własnych praktyk dozоровych w zakresie ochrony fizycznej źródeł, tak by jakość stosowanych przez jednostki zabezpieczeń była na wysokim, adekwatnym do zagrożenia poziomie. Jednakże najważniejsze w tym

³ W szczególności Dz. U. z 2007 r. nr 131, poz. 912.

zakresie są poczucie odpowiedzialności za źródła i szeroko pojęta kultura bezpieczeństwa, realizowana na co dzień w jednostkach wykorzystujących w swojej pracy źródła promieniotwórcze.

Notka o autorze

Monika Skotniczna – dyrektor Departamentu Ochrony Radiologicznej PAA z wieloletnim doświadczeniem w zakresie monitoringu radiacyjnego i reagowania na zdarzenia radiacyjne.

Literatura

1. Ustawa z dnia 29 listopada 2000 r. Prawo atomowe (Dz. U. z 2014 r. poz. 1512).
2. Dyrektywa Rady 2003/122/Euratom z dnia 22 grudnia 2003 r. w sprawie kontroli wysoce radioaktywnych źródeł zamkniętych i odpadów radioaktywnych Dz. Urz. WE L 346/57 z 31.12.2003, PL.ES rozdz. 15, t. 7, s. 694.
3. *Code of Conduct on the Safety and Security of Radioactive Sources. IAEA/CODEOC/2004, IAEA, Vienna.*
4. *Security of Radioactive Sources: implementing guide. IAEA Nuclear Security Series No. 11, Vienna (2009).*
5. Dokumentacja wewnętrzna CEZAR, 2015.

Szanowni Czytelnicy

Zachęcamy do współtworzenia biuletynu
Bezpieczeństwo Jądrowe i Ochrona Radiologiczna.
Zapraszamy do przesyłania na adres biuletyn@paa.gov.pl
propozycji tematów artykułów, które chcielibyście
Państwo opublikować w biuletynie.

Szczegółowe informacje dla autorów na stronach PAA.

Państwowa Agencja Atomistyki
ul. Krucza 36, 00-522 Warszawa
www.paa.gov.pl