

ISSN 2353-9062

3 (113) 2018

BEZPIECZEŃSTWO JĄDROWE I OCHRONA RADIOLOGICZNA



PAŃSTWOWA
AGENCJA
ATOMISTYKI

Wydawca:



Redakcja: UL. Bonifraterska 17, 00-203 Warszawa

TEL. 22 628 94 39

FAX 22 621 37 86

E-MAIL biuletyn@paa.gov.pl

WWW. paa.gov.pl

Maciej JURKOWSKI, Redaktor naczelny, Przewodniczący Rady Programowej

Marek WOŹNIAK, Redaktor techniczny

ISSN 2353-9062 (publikacja elektroniczna)

BEZPIECZEŃSTWO JĄDROWE I OCHRONA RADIOLOGICZNA

BIULETYN INFORMACYJNY PAŃSTWOWEJ AGENCJI ATOMISTYKI

Nr 3 (113) 2018
Warszawa

Spis treści

<i>Odszedł od nas Ryszard Zarucki.</i>	5
Krzysztof Rzymkowski Metody weryfikacji materiałów jądrowych	7
Rafał Dąbrowski, Tomasz Dudek Nowe stacje TDPMS3 w sieci wczesnego wykrywania skażeń promieniotwórczych (cz. 1)	16
Dawid Frencl Reagowanie na zdarzenia radiacyjne – interwencje Ekipy Dozymetrycznej Prezesa PAA	24
Maciej Jurkowski Nadzór nad szkoleniem w zakresie bezpieczeństwa jądrowego i ochrony radiologicznej.	33
Maciej Lemiesz Odpowiedzialność za szkodę jądrową na gruncie ustawy – Prawo atomowe	40
Łukasz Koszuk Radiotoksyczność wypalonego paliwa jądrowego.	46

Szanowni Państwo

Bieżący numer Biuletynu otwiera wspomnienie o naszym Koleździe, pracowniku CLOR, PAA oraz MAEA w Wiedniu, panu mgr inż. Ryszardzie Zaruckim. Konstruktor aparatury pomiarowej, współtwórca stacji ASS-500, inspektor nadzorującym krajowy system ewidencji materiałów jądrowych, długoletni inspektor, a później – przełożony zespołu inspektorów zabezpieczeń materiałów jądrowych w MAEA, laureat zbiorowej pokojowej Nagrody Nobla, zmarł na urlopie w Polsce 20 lipca 2018 roku. Wybitny specjalista w unikalnej dziedzinie zastosowań metod pomiarowych w weryfikacji materiałów jądrowych, profesjonalista o uznanej międzynarodowo renomie, był otwartym na ludzi, pełnym optymizmu, powszechnie lubianym i szanowanym człowiekiem. Wielu ludziom będzie Go brakowało.



Omówieniu różnych metod pomiarowych, stosowanych przez inspektorów zabezpieczeń MAEA do weryfikacji materiałów jądrowych, poświęcony jest artykuł pana **Krzysztofa Rzymkowskiego**. Po krótkim wprowadzeniu na temat celów takiej weryfikacji autor omawia szczegółowo nie tylko metody, ale także wykorzystywane w nich środki obserwacyjno-rejestrujące i systemy pomiarowe.

W kolejnym z zamieszczonych artykułów panowie **Rafał Dąbrowski** i **Tomasz Dudek** opisują rozpoczętą w 2015 roku modernizację systemu nadzorowanych przez PAA stacji wczesnego wykrywania skażeń promieniotwórczych poprzez wprowadzanie, obok działających od lat 90. 13 stacji PMS, nowego typu stacji TDPMS3 w nowych lokalizacjach. Omówiono budowę i zasady działania tych stacji oraz ich charakterystyki techniczne, istotne dla realizacji zadań systemu, w tym – długotrwałego, zautomatyzowanego działania sieci wczesnego wykrywania w zmiennych warunkach.

Realizacji zadań dozoru jądrowego PAA w sytuacji, gdy dojdzie do zdarzenia radiacyjnego, mogącego powodować narażenie ludzi czy skażenia w środowisku, poświęcony jest także kolejny artykuł. Pan **Dawid Frencl** opisuje w nim wybrane przypadki interwencji, podejmowanych na przestrzeni ostatnich 10 lat przez Centrum ds. Zdarzeń Radiacyjnych PAA (CEZAR), z udziałem Ekipy Dozymetrycznej Prezesa PAA w różnych miejscach na terenie całego kraju.

Zasadniczym zadaniem dozoru jądrowego jest jednak przede wszystkim skuteczny nadzór i kontrola obiektów i działalności ze źródłami promieniowania, tak by każda działalność, mogąca spowodować narażenie, prowadzona była w sposób bezpieczny i nie doszło do zdarzenia wymagającego interwencji. Jednemu z istotnych czynników, wpływających na bezpieczeństwo, jakim jest poziom wykształcenia załóg kilku tysięcy jednostek organizacyjnych, prowadzących takie działalności na terenie całego kraju, poświęcony jest artykuł autorstwa **Macieja Jurkowskiego** na temat metod i praktyki oddziaływania dozoru jądrowego Prezesa PAA na poziom kompetencji pracowników tych jednostek.

W kolejnym artykule pan **Maciej Lemiesz** powraca do tematyki odpowiedzialności za szkodę jądrową, opisując, jak kompleksowo kwestie te uregulowane były w Polsce w ustawach z 1986 i 2000 roku i jaki wpływ na te regulacje miało przystąpienie Polski do Konwencji Wiedeńskiej w 1990 roku. Autor zwraca uwagę na relacje prawa międzynarodowego i krajowego, na kwestie użycia słownika autonomicznego w części ustawy oraz na problem niespójności krajowych i międzynarodowych norm prawnych dotyczących ubezpieczenia transportu materiałów jądrowych.

W ostatnim z zamieszczonych artykułów pan **Łukasz Koszuc** przybliży czytelnikowi problematykę analiz radiotoksyczności wypalonego paliwa z elektrowni jądrowych, omawia służące temu celowi metody obliczeniowe i kwestie interpretacji wyników otrzymanych różnymi metodami.

Zyczymy Państwu owocnej lektury.

Przewodniczący Rady Programowej
Maciej Jurkowski

Odszedł od nas Ryszard Zarucki

W dniu 20 lipca 2018 roku zmarł nagle w wieku 61 lat na urlopie w Polsce nasz Kolega – śp. Ryszard Zarucki. Żegnany przez Rodzinę oraz grono przyjaciół i współpracowników, po Mszy św. w kościele Najświętszego Zbawiciela w Warszawie 3 sierpnia 2018 roku, został pochowany w grobie rodzinnym na Cmentarzu Bródnowskim. W przemówieniu nad trumną żegnał Go, w imieniu kierownictwa i pracowników Centralnego Laboratorium Ochrony Radiologicznej, dyrektor CLOR, dr Paweł Krajewski, przypominając sylwetkę i dokonania Zmarłego.

Mgr inż. Ryszard Zarucki urodził się w 1957 roku w Gdańsku, ale chodził do szkoły już w Warszawie. Po zdaniu w 1976 roku matury w liceum ogólnokształcącym im. Klementa Gottwalda, podjął studia na Wydziale Mechaniki Precyzyjnej Politechniki Warszawskiej, gdzie w 1981 roku uzyskał dyplom magistra inżyniera mechanika ze specjalnością radiologia. Z dziedziną tą związał się na wiele lat, podejmując w tym samym roku pracę w Centralnym Laboratorium Ochrony Radiologicznej w Zakładzie Dozymetrii, a następnie prowadząc w Pracowni Radiometrii tego zakładu samodzielne prace badawcze i konstrukcyjne m.in.: komory jonizacyjnej do oceny narażenia pacjentów podczas badań diagnostycznych oraz niskotłowego spektrometru antykomptonowskiego do badań środowiskowych, za którą to pracę otrzymał w 1983 roku nagrodę Ministra Energetyki i Energii Atomowej. Pracując w CLOR rozwijał swoje umiejętności zawodowe zagranicą, przechodząc m.in. szkolenia na kursach Międzynarodowej Agencji Energii Atomowej w 1983 roku w Los Alamos, USA oraz w 1984 roku w Jałcie. W latach 1986–1987 uzyskuje stypendium naukowe MAEA w Belgii, w Centrum Badań Jądrowych CSK/CEM Mol. Po powrocie do kraju zostaje zatrudniony, obok innych pracowników CLOR z zespołu dozoru jądrowego, na części etatu w Państwowej Agencji Atomistyki, w departamencie GIDJ¹, jako inspektor nadzorujący Krajowy System Zabezpieczeń Materiałów Jądrowych w Polsce, kontynuując równocześnie swe prace w Zakładzie Dozymetrii CLOR, gdzie w latach 1991–1993 był konstruktorem podzespołów unikalnej aparatury pomiarowo-badawczej, m.in.: stacji do pomiaru aerozoli promieniotwórczych. Jest współtwórcą najbardziej znanego patentu CLOR – stacji ASS-500, które działają do chwili obecnej w ponad 20 krajach na świecie i stanowią trzon systemu wczesnego ostrzegania przed skażeniami promieniotwórczymi powietrza w Polsce, który jest utrzymywany przez CLOR na potrzeby PAA. Ryszard Zarucki osobiście uczestniczył w instalacjach stacji ASS-500 na terenie Polski oraz w innych krajach.

Zdobyte doświadczenie zawodowe, szczególnie w CLOR, w zakresie różnych technik pomiarów promieniowania jądrowego, z powodzeniem wykorzystał w swojej pracy jako inspektor w Departamencie Zabezpieczeń MAEA (*Department of Safeguards*), którą podjął w roku 1996 i w niedługim czasie zyskał opinię inspektora o wysokich umiejętnościach technicznych i cechach przywódczych. Pracując przez wiele lat w Dziale Operacyjnym A (odpowiedzialnym za *safeguards* w rejonie Dalekiego Wschodu i Australii) prowadził samodzielnie inspekcje w wielu krajach tego rejonu, m.in. w Japonii, Republice Korei, Indonezji, Wietnamie, Tajlandii i na Tajwanie. Był inspektorem odgrywającym wiodącą rolę w działaniach MAEA w odniesieniu do Korei Północnej (KRLD²), gdzie na kontrolach przeprowadzanych w trudnych warunkach od 1996 roku przez 8 lat spędził łącznie ponad 250 dni. W 2004 roku został awansowany na szefa komórki (*Unit Head*) inspektorów na KRLD, Republikę Korei, Tajwan i inne kraje rejonu, a następnie starszym inspektorem (*Senior Inspector*), odpowiedzialnym za prowadzenie kontroli zabezpieczeń w tych krajach. W 2007 roku Ryszard był m.in. szefem misji weryfikacyjnej statusu pięciu obiektów jądrowych, do których wyłączenia zobowiązała się KRLD w wyniku tzw. porozumienia sześciostronnego. W latach 2008–2012 pracował w Dziale Zarządzania Informacją, nadzorując prace zespołu prowadzącego analizy informacji o zabezpieczeniach w poszczególnych krajach, by w 2012 powrócić do Działu Operacyjnego A, z awansem na szefa wydziału (*Section Head*), odpowiedzialnego za implementację systemów zabezpieczeń i planowanie kontroli w krajach rejonu A. Do końca pracował na tym stanowisku.

Ryszard był bardzo zaangażowany w swoją pracę, był perfekcjonistą, cenionym przez szefów, o czym świadczą jego awanse i przyznawane nagrody. Niewątpliwą satysfakcją dla niego było uhonorowanie MAEA w 2005 roku pokojową Nagrodą Nobla,



¹ Główny Inspektorat Dozoru Jądrowego.

² Koreańska Republika Ludowo-Demokratyczna – *Democratic People's Republic of Korea* – DPRK.

ponieważ uzasadnieniem dla jej przyznania Dyrektorowi Generalnemu i pracownikom MAEA były m.in. ich skuteczne działania w zakresie globalnych zabezpieczeń (*safeguards*) materiałów jądrowych, a nazwisko Ryszarda Zaruckiego obok innych pracowników MAEA znalazło się na liście zbiorowych laureatów tej nagrody. Mimo sukcesów zawodowych pozostawał człowiekiem skromnym, bezinteresownym i otwartym. Zawsze bardzo zajęty swoją pracą, nigdy jednak nie pomijał okazji, by spotkać się i porozmawiać z kolegami z kraju, odwiedzającymi MAEA i jeśli trzeba, nawet w drobnych sprawach służyć im radą czy pomocą. Był człowiekiem pogodnym, pełnym wiary w sukces, gotowym zawsze dzielić się z kolegami i podwładnymi swoją wiedzą, pomagać w rozwiązywaniu problemów i udzielać im swego optymizmu w pokonywaniu przeciwności. O tym, jak bardzo był przez nich lubiany, świadczy choćby tekst³ pełnego sympatii i żalu pożegnania przez jego współpracowników i przyjaciół w MAEA, którzy wspominają Ryszarda jako człowieka o wielkim sercu, uśmiechniętego w chwilach dobrych czy złych, z którego odejściem trudno im będzie się pogodzić: ...*“Farewell Ryszard, until that day when we meet again”*. O jego karierze zawodowej i osiągniętej pozycji napisał także bliski kolega z MAEA, pan John Leppingwell, którego tekst w oryginale zamieszczamy niżej.

Dla nas był przede wszystkim Kolegą i Przyjacielem, na którym zawsze można było polegać.

I znakomitym fachowcem, z optymizmem dążącym do postawionych sobie ambitnych celów, godnym do naśladowania wzorem dla młodszego pokolenia inspektorów.

Przyjaciele i Koledzy z Państwowej Agencji Atomistyki

„From his colleagues in the International Atomic Energy Agency“

Ryszard Zarucki joined the IAEA in 1996, where he quickly established a reputation as a very technically capable inspector and a natural leader. Mr Zarucki worked in the Division of Safeguards Operations A (SGOA) for many years, carrying out inspections in many countries in Asia including Japan, South Korea (the Republic of Korea, ROK), Indonesia, Viet Nam, Thailand and Taiwan, China.

Mr Zarucki played a major role in the IAEA’s activities in the Democratic People’s Republic of Korea (DPRK), starting with inspections in 1996. He spent over 250 days in the DPRK, carrying out verification and monitoring activities under difficult conditions. In 2004, Mr Zarucki became Unit Head with responsibility for the DPRK and Republic of Korea (ROK), as well as Taiwan, China and a number of other Asian states, and subsequently he became Senior Inspector for these states. Mr Zarucki led the second DPRK verification mission in July 2007 to monitor and verify the shutdown status of the five nuclear facilities, as specified in the Six-Party arrangement.

In 2008, Mr Zarucki moved to the Division of Safeguards Information Management where he oversaw a team conducting information analysis in support of the Department’s state evaluation activities. Returning to Division of Operations A in the Department of Safeguards IAEA in 2012 he became Section Head, again with responsibilities for the Korean peninsula and other States. As Section Head Mr Zarucki was responsible for implementing safeguards for the ROK and other States as well as planning for activities in the DPRK.

In his distinguished career in the IAEA Mr Zarucki demonstrated technical expertise, analytical abilities, managerial excellence and a collegial attitude that were recognized by all of his colleagues, including with two individual merit awards and a team award. He was a role model for all Safeguards Inspectors and is greatly missed.

Mr. John Leppingwell

*DPRK Team Leader | Division of Operations A | Department of Safeguards |
International Atomic Energy Agency | Vienna International Centre,
PO Box 100, 1400 Vienna, Austria |*

³ ECHO IAEA Staff Journal, July 2018 https://issuu.com/echo-iaea-staff-journal/docs/echo_264, strony 42–43.

Metody weryfikacji materiałów jądrowych

Krzysztof Rzymkowski

Stowarzyszenie Ekologów na rzecz Energii Nuklearnej – SEREN

Wprowadzenie

Utworzona w czerwcu 1957 roku Międzynarodowa Agencja Energii Atomowej – MAEA (ang. IAEA – *International Atomic Energy Agency*) z siedzibą w Wiedniu jest wyspecjalizowaną agendą ONZ, a jej podstawowym celem jest prowadzenie i rozwijanie badań nad praktycznym i pokojowym zastosowaniem energii jądrowej oraz opracowywanie standardów bezpieczeństwa. Po podpisaniu w 1968 roku **Traktatu o Nierozprzestrzaniu Broni Jądrowej** (ang. NPT – *Non Proliferation Treaty*) powołano w ramach MAEA specjalistyczną służbę – Departament Zabezpieczeń (ang. *Department of Safeguards*), której zasadniczym zadaniem jest kontrola wypełniania warunków traktatu NPT przez państwa-sygnatariuszy.

Kontrola wypełnienia warunków NPT polega na niezależnej weryfikacji deklaracji państw o materiałach jądrowych i działaniach związanych z wykorzystaniem energii jądrowej, w celu ustalenia, czy deklarowana działalność oraz ilość materiałów jest prawdziwa i materiały nie są wykorzystywane do celów militarnych, a w szczególności nie są używane do budowy jądrowych urządzeń wybuchowych. System kontroli materiałów jądrowych stanowi kompleksowy zespół procedur, umożliwiający, poprzez długoterminowe działania kontrolne, zabezpieczenie przed nielegalnym uzyskaniem wystarczającej ilości materiałów jądrowych potrzebnych do konstrukcji jądrowych urządzeń wybuchowych lub do skażenia środowiska. Podstawą systemu kontroli materiałów jądrowych jest okresowe sprawdzanie ich ilości, składu, postaci fizycznej, umiejscowienia oraz ochrony fizycznej, kontroli lokalizacji i przemieszczania. Do wypełnienia podstawowych zadań kontrolnych opracowano rozbudowany system inspekcyjny, umożliwiający uzyskanie koniecznych informacji, sprawdzający obiekty jądrowe i śledzący wykorzystywanie w nich materiałów jądrowych od chwili powstania obiektu do jego likwidacji.

System zabezpieczeń powinien obejmować pełny cykl paliwowy. Cykl paliwowy obejmuje kolejne fazy przerobu

materiału jądrowego, począwszy od przerobu rudy zawierającej naturalny nuklid ^{235}U oraz potencjalne materiały paliwowe ^{238}U , ^{232}Th , poprzez wzbogacenie uranu (tzn. rozdzielanie izotopów ^{235}U i ^{238}U w celu uzyskania większego stężenia ^{235}U) i wytworzenie paliwa jądrowego, jego wypalenie w reaktorze, następnie chłodzenie wypalonego paliwa i przerób paliwa (wydzielenie nuklidów rozszczepialnych), na magazynowaniu odpadów radioaktywnych kończąca.

Materiały przeznaczone do produkcji jądrowych środków wybuchowych zawierają **pluton** lub **wysoko wzbogacony uran**. Są to dwa podstawowe pierwiastki, na których skoncentrowana jest uwaga systemu inspekcji, a weryfikacja ich ilości stanowi jeden z najważniejszych celów kontroli.

Ewidencja i kontrola tych materiałów rozpoczyna się w momencie procesu produkcyjnego, w którym materiał posiada dostatecznie wysoką czystość chemiczną i skład izotopowy, które to cechy umożliwiłyby ich użycie do budowy broni jądrowej (uwzględniając w tym użycie materiału jako tzw. brudnej broni jądrowej do skażenia terenów zamieszkałych i środowiska na wzór katastrofy jądrowej przez np. organizacje terrorystyczne).

Na potrzeby systemu zabezpieczeń przyjęto, że obiektem jądrowym jest każde urządzenie, w którym ilość używanego materiału jądrowego jest większa niż jeden kilogram efektywny *ekg* (ang. *effective kilogram*). Kilogram efektywny jest jednostką pozwalającą ocenić, jaki poziom systemu zabezpieczeń należy wprowadzić w obiekcie. Kilogram efektywny jest obliczany odmiennie dla różnych kategorii materiałów jądrowych. Dla plutonu ilość kilogramów efektywnych odpowiada jego masie wyrażonej w kilogramach. Do obliczania kilograma efektywnego dla uranu stosowany jest system współczynników wagowych zależnych od wzbogacenia. Do oceny poziomu systemu zabezpieczeń, który powinien być zastosowany w obiekcie, sumuje się kilogramy efektywne wszystkich rodzajów używanych w nim materiałów jądrowych.

Drugim ważnym parametrem określającym ilość materiału jądrowego jest **progowa ilość materiału jądrowego** (ang. *Threshold Amount*) – jest to minimalna przybliżona ilość materiału rozszczepialnego potrzebnego do wytworzenia jednego jądrowego urządzenia wybuchowego.

Trzecim parametrem związanym z ilością materiału jądrowego w obiekcie jest tzw. **znacząca ilość materiału jądrowego** (ang. *Significant Quantity* – SQ). Jest to przybliżona ilość materiału rozszczepialnego, dla której nie można wykluczyć prawdopodobieństwa budowy jądrowego urządzenia wybuchowego z zastosowaniem różnych metod przetwarzania materiału. Ponieważ w czasie procesu produkcyjnego występują ubytki materiału, wartość SQ nie musi odpowiadać wartości masy krytycznej.

Badania nieniszczące

Badania nieniszczące (ang. *non-destructive analysis* – NDA) są podstawowym rodzajem badań materiałów jądrowych wykorzystywanym do weryfikacji informacji o materiałach jądrowych deklarowanych przez państwo. Jak już wspomniano, wymagana dokładność pomiarów weryfikacyjnych zależy od aktualnie obowiązujących kryteriów. Celem badań jest wykrycie ewentualnych niezgodności z deklarowanym stanem bilansu. Przyjęto dwupoziomowy system dokładności.

Najmniej dokładna metoda pomiarowa ma na celu wykrycie **dużego niedoboru** (ang. *gross defect*) materiału jądrowego. Materiał jądrowy może występować w różnej postaci fizycznej. W obiektach z **elementami policzalnymi** (ang. *Item facility*), w których materiał jądrowy jest używany w postaci elementów policzalnych (sztuk), pomiar polega na sprawdzeniu, czy nie nastąpiło ukrycie elementów (sztuk) zawierających materiał jądrowy i zastąpienie ich odpowiednio skonstruowanymi atrapami. W obiektach z **materiałem niepoliczalnym** (ang. *Bulk handling facility*), w których materiał jądrowy jest używany w postaci masowej (proszek, ciecz), pomiar polega na sprawdzeniu wagi lub objętości ewentualnie wagi i objętości. W wielu przypadkach wystarczy potwierdzenie obecności materiału jądrowego w deklarowanym rejonie.

Dokładniejsza metoda pomiarowa ma na celu wykrycie **częściowego niedoboru** (ang. *partial defect*) i pozwala sprawdzić, czy w poszczególnych elementach znajduje się deklarowana ilość materiału jądrowego i czy jego skład izotopowy oraz rozmieszczenie w np. w pręcie paliwowym, waga, objętość odpowiadają wartością deklarowanym.

Ze względu na dużą rozpiętość mierzonych parametrów i różnorodność postaci, w jakiej występuje materiał jądrowy, wykorzystywanych jest bardzo wiele systemów pomiarowych. Do mierzenia tej samej wielkości fizycznej trzeba czasami użyć przyrządów o różnej konstrukcji. Zależy to od rodzaju konstrukcji elementów zawierających materiały jądrowe, postaci materiału jądrowego, fazy cyklu paliwo-

wego itp. Na ogół wykorzystywane są przyrządy przenośne o małych rozmiarach, używane głównie w czasie **inspekcji zwykłych**, lub bardziej rozbudowane, wymagające specjalnego montażu na stanowisku pomiarowym, używane przy inspekcjach sprawdzających **stan inwentarza**, jak i urządzenia stacjonarne, wykorzystywane w cyklu technologicznym. Oprócz pomiarów związanych ściśle z promieniowaniem konieczne jest również wykorzystanie mierników ciepła, masy, objętości cieczy zawierających materiały jądrowe, grubości ścian zbiorników, absorpcji światła, temperatury. Szacuje się, że ilość różnorodnych systemów pomiarowych jest bliska 100.

Ze względu na różnorodność pomiarów jednoznaczna klasyfikacja pomiarowych przyrządów NDA jest utrudniona. Zwykle przyjmuje się podział na cztery podstawowe grupy:

- ze względu na **rodzaj użytego promieniowania**:
 - systemy pomiarowe wykorzystujące promieniowanie
 - systemy pomiarowe wykorzystujące promieniowanie neutronowe
- ze względu na **przeznaczenie**:
 - systemy pomiarowe wypalonego paliwa
 - systemy pomiarowe różnych wielkości fizycznych.

W każdej grupie systemów pomiarowych wydzielono sześć rodzin przyrządów pomiarowych, uwzględniając ich specyficzne właściwości powiązane z dokładnością pomiarów i rodzajem badanego materiału jądrowego.

Systemy pomiarowe wykorzystujące promieniowanie

Spektrometria promieniowania polega na ilościowym badaniu widma energetycznego promieniowania gamma. Jest ona szeroko wykorzystywana w systemie zabezpieczeń do ustalania z bardzo dużą dokładnością składu izotopowego materiałów jądrowych, przede wszystkim uranu i plutonu i może w pewnych warunkach umożliwić określenie ilości materiału. Bardzo istotną zaletą tej metody pomiarowej jest możliwość weryfikacji wzbogacenia uranu. Ponadto pomiary spektrometryczne intensywności promieniowania mogą być wykorzystane do weryfikacji daty wyładowania wypalonego paliwa z reaktora.

Spektrometr gamma składa się z detektora, przetworników analogowo-cyfrowych formujących sygnały otrzymywane z detektora, komputera, pamięci oraz oprogramowania pozwalającego na przetworzenie zebranych danych i ich wizualizację. Energia fotonu promieniowania docierającego do detektora zamieniona jest na impuls elektryczny, którego amplituda jest proporcjonalna do energii fotonu. Segregacja sygnałów jest przeprowadzana według wielkości amplitudy. Analizujący wyniki program komputerowy zapisuje sygnały o zbliżonych amplitudach w jednym kanale (liczniku) i przygotowuje wizualizacje widma energii. Program może być bardzo rozbudowany, tak że z zastosowaniem odpowiednich przeliczeń można uzyskać

bardzo wiele dodatkowych informacji o materiale. W nowoczesnych spektrometrach gamma liczba kanałów jest zmieniana programowo. Powszechnie używane wartości to 512, 1024, 2048, 4096, 8192 lub 16384 kanałów. Wybór liczby kanałów zależy od rozdzielczości systemu detekcyjnego i zakresu energetycznego promieniowania.

Spektrometry wykorzystywane w systemach pomiarowych międzynarodowego systemu zabezpieczeń są przede wszystkim przeznaczone do wykrywania i pomiaru materiałów jądrowych, które mogą być potencjalnie użyte do budowy jądrowych urządzeń wybuchowych. Spowodowało to skonstruowanie wyspecjalizowanej aparatury do pomiaru izotopów uranu i plutonu z bardzo dużą dokładnością. Wraz z postępem technicznym aparatura pomiarowa staje się też coraz bardziej zminiaturyzowana i skomputeryzowana. Miniaturyzacja i zmniejszenie wagi przyrządu stanowią ważną cechę szczególnie dla inspektorów przeprowadzających **inspekcje niezapowiedziane**, w czasie których muszą przeprowadzić pomiary, przywożąc z sobą aparaturę pomiarową. Wcześniej jej wysłanie do obiektu zapowiedziało by inspekcję. O dokładności pomiaru decydują detektory promieniowania. Obecnie dopuszczone do pomiarów spektrometrycznych w MAEA są detektory NaI, CdZnTe, HPGe, detektory gazowe (np. typu licznika Geigera-Müllera lub detektory ksenonowe).

Najstarszym typem detektora promieniowania w MAEA jest **detektor scyntylicyjny NaI**. Jego duża objętość wynika ze znacznych wymiarów scyntylatora i fotonowielacza. Rozdzielczość energetyczna detektora jest mała, mimo to ma on szerokie zastosowanie w wykrywaniu promieniowania np. przy określaniu wymiarów aktywnej części pręta paliwowego.

Znacznie lepszą rozdzielczość energetyczną mają germanowe **detektory półprzewodnikowe**. Dodatkową ich zaletą są małe wymiary i możliwość wykonania w postaci płaskich płytek lub długich walców, co ułatwia ich wprowadzenie do mierzonego obszaru. Istotną wadą

tych detektorów jest to, że powinny pracować w niskich temperaturach, co wymaga chłodzenia azotem. W nowoczesnych rozwiązaniach stosowane jest chłodzenie wymuszane przez systemy elektryczne.

Najlepsze właściwości pomiarowe posiadają detektory półprzewodnikowe z telurkiem kadmu CdZnTe (wcześniejsza wersja CdTe). Nie wymagają one chłodzenia, a właściwości telurku kadmu pozwalają na budowę detektora o naprawdę miniaturowych wymiarach, co umożliwia umieszczenie go w różnych sondach i dokonanie pomiarów w trudno dostępnych obszarach.



Rys. 2. Miniaturowy wielokanałowy analizator z detektorem CdZnTe i minikomputerem (*Miniature multichannel analyser with CdZnTe detector MMCC*) (źródło: IAEA).

Kontynuacją tego typu detektorów są próby wykorzystania bromku lantanu LaBr₃, którego właściwości mają mieć zalety detektorów z telurkiem kadmu i jodkiem sodu NaI.

Detektory gazowe charakteryzują się długotrwałą stabilnością. Wynika to z braku wpływu zmian temperatury lub promieniowania na przenoszenie ładunku elektrycznego w gazie. Wysoka stabilność detektorów jest istotna w systemach monitorowanych bez nadzoru, gdzie temperatura tła i promieniowanie różnią się znacznie.

Nowością jest zastosowanie wysokociśnieniowych komór jonizacji ksenonowej jako detektorów o niskiej rozdzielczości.

Spektrometria o niskiej i średniej rozdzielczości jest głównie wykorzystywana do weryfikacji ilościowych materiałów jądrowych. Do badań ilościowych wykorzystywane są specjalizowane zestawy aparatury. Do weryfikacji wzbogacania UF₆ stosowany jest detektor typu HPGe. Sprawdzenia obecności izotopów U²³⁵ i Pu²⁴¹ w świeżym paliwie MOX dokonuje się przy użyciu detektora CdZnTe, a do wyznaczania długości aktywnej i weryfikacji wzbogacenia U stosowany jest detektor NaI.

Spektrometria o wysokiej rozdzielczości jest wykorzystywana przede wszystkim w zakładach wzbogacania uranu zawartego w UF₆ – do kontroli w czasie procesu wzbogacania, a także określenia wzbogacenia uranu zawartego w pojemnikach transportowych. Przy pomiarze UF₆ w pojemniku należy uwzględnić grubość ścianki



Rys. 1. Miniaturowy wielokanałowy analizator z detektorem NaI i minikomputerem (*Miniature Multichannel Analyser – MMCN*) (źródło: IAEA).

pojemnika, co wymaga dodatkowych pomiarów z użyciem mierników ultradźwiękowych.

Innym ważnym zastosowaniem spektrometrii o wysokiej rozdzielczości jest określenie składu izotopowego plutonu. Pluton emituje złożone spektrum promieniowania rentgenowskiego X, które po zebraniu widma analizowane jest przez specjalistyczne programy. Do najnowszych należy program FRAM (ang. *Response Function Analysis with Multiple Efficiency*).

W spektrometrii o wysokiej rozdzielczości wykorzystywane są systemy stacjonarne, w których stosowane jest stałe chłodzenie detektora.

Systemy pomiarowe wykorzystujące promieniowanie neutronowe

Promieniowanie neutronowe jest wykorzystywane do weryfikacji materiałów zawierających pluton. Jednym z ważniejszych badań jest weryfikacja ilości plutonu i składu izotopowego w świeżym nienapromieniowanym materiale zawierającym pluton, tzn. materiale, który nie był jeszcze używany – wypalany.

Pluton używany jest w badaniach laboratoryjnych, reaktorach doświadczalnych, zakładach produkcji paliwa, w paliwie MOX, zakładach doświadczalnych, magazynach świeżych materiałów jądrowych, zakładach przerobu paliwa, zakładach unieszkodliwiania odpadów. Dla każdego rodzaju takiego materiału, jego postaci fizycznej (proszek, ciecz), kształtu geometrycznego (płytki, sztabki, kulki, pręty) opracowany jest indywidualny sposób pomiaru, czasem łącznie ze specjalną konstrukcją detektora.

Świeże paliwo MOX jest zwykle przechowywane w zbiornikach basenowych. Weryfikacja plutonu w takim paliwie wymagała opracowania specjalnej metody pomiarowej, łącznie z detektorem przystosowanym do pracy w zanurzeniu.

W liniach produkcyjnych zakładów jądrowych materiały jądrowe są częściowo przetwarzane w komorach rękawicowych. Występujące tam materiały najczęściej w postaci proszku zawierają również pluton. Opracowano specjalną metodę pozwalającą oszacować jego ilość, dostosowując system detektorów do wymagań procesu produkcyjnego. Mimo ogromnej różnorodności systemów pomiarowych (około 20), zasada pomiaru jest wspólna.

W świeżym nienapromieniowanym materiale emisja neutronów może być spowodowana spontanicznym rozszczepieniem uranu i plutonu, wywołana sztucznie przez strumień neutronów pochodzący ze źródła zewnętrznego lub wywołana promieniowaniem γ i promieniowaniem neutronowym pochodzącym również ze źródeł zewnętrznych.

Zasada pomiaru plutonu polega na wykrywaniu „koincydencji” neutronów. W czasie jednego zdarzenia rozpadu emitowanych jest 0–10 neutronów. W 75% rozpadów emitowane są 2 lub więcej neutronów. Przyjmuje się, że

średnio w jednym rozpadzie emitowane są w tym samym czasie 2 neutrony na rozpad. Zadaniem detektora koincydencji jest wyodrębnienie neutronów pochodzących z rozpadu w materiale od neutronów pochodzących z innych źródeł, włączając w to neutrony wtórne. Wszystkie izotopy uranu, plutonu i transuranowców emitują również promieniowanie γ , którego cząstki reagują z lekkimi pierwiastkami (tlenki, fluorki) lub z innymi zanieczyszczeniami materiału, jak beryl czy bor, powodując przy pewnych energiach dodatkową emisję neutronów. Wykrycie 2 neutronów – koincydencja w tym samym czasie – pozwala sądzić, że pochodzą one z tego samego rozpadu i wszystkie inne neutrony wychwycone w przypadkowych chwilach czasowych stanowią tło.

Znając ilość neutronów powstałych w spontanicznych procesach rozpadu ^{238}Pu , ^{240}Pu , ^{242}Pu oraz znając skład izotopowy, zweryfikowany za pomocą spektrometrii o wysokiej rozdzielczości, można określić masę plutonu. Uzyskiwana tą metodą dokładność dochodzi do 1%. Powyższa metoda pomiarowa nazywana jest **metodą pasywną**, ponieważ do wykrycia koincydencji nie jest używane żadne źródło pomocnicze wzmagające proces samoistnego rozpadu. Ponieważ rozszczepialny izotop ^{235}U nie wytwarza dostatecznej ilości samoistnych rozpadów koniecznych do wykrycia koincydencji, do zestawu pomiarowego dołączane jest źródło neutronowe amerykalitu (AmLi) wywołujące rozszczepienia w uranie. Ta metoda nazywana jest **metodą aktywną**.

Dodatkowe informacje, ułatwiające znacznie proces oznaczenia efektywnej masy plutonu, można uzyskać, wychwytyjąc koincydencje wielokrotne. W badaniach wykorzystuje się zjawisko potrójnej koincydencji. Pozwala to na bezpośrednie oszacowanie masy bez dokładnej znajomości składu izotopowego. Wychwytywanie potrójnej koincydencji wymaga wysokiej wydajności detekcji.

Budowa detektora do pomiarów koincydencyjnych jest bardzo złożona i przeprowadzenie pomiarów wymaga ogromnej staranności ze względu na znaczną czułość. Do detekcji promieniowania neutronowego wysokich energii używa się komór jonizacyjnych o zmodyfikowanej konstrukcji. Są one używane do pomiarów wypalonego paliwa.

Promieniowanie neutronowe jest czasem wykorzystywane do wykrycia dużego niedoboru (ang. *gross defect*) materiału jądrowego. Stwierdzenie obecności promieniowania neutronowego w przedstawionym materiale jest wystarczającym wskaźnikiem obecności materiału rozszczepialnego.

Systemy pomiarowe wypalonego paliwa

Wypalone w reaktorze paliwo jest wysoce radioaktywne i przed dalszym przetwarzaniem w zakładach przerobu paliwa musi być „schładzane”. Odnosi się to zarówno do bardzo wysokiego poziomu radioaktywności, jak i tempe-

ratury. Schładzanie polega na wieloletnim przetrzymywaniu w tymczasowym przechovalniku, którym jest początkowo basen wypalonego paliwa (tzw. mokry przechovalnik) usytuowany w pobliżu reaktora.

Do weryfikacji materiałów jądrowych w wypalonym paliwie wykorzystywane jest promieniowanie neutronowe i γ . Głównym źródłem promieniowania neutronowego w wypalonym paliwie są izotopy kiuru, które są produktem wypalenia. Wysoki poziom promieniowania neutronowego i γ wypalonego paliwa ma wpływ na wybór sposobów weryfikacji. Wymaga to stosowania różnego rodzaju przyrządów wykorzystujących tylko jeden z rodzajów promieniowania lub oba. Wykorzystywane jest również promieniowanie świetlne (ultrafiolet – promieniowanie Czerenkowa) będące najczęściej stosowaną metodą weryfikacji wypalonego paliwa. Badając widmo energetyczne wypalonego paliwa, można uzyskać bardzo wiele informacji o stopniu wypalenia, czasie chłodzenia, początkowej zawartości paliwa i liczbie cykli pracy w reaktorze. Do weryfikacji wypalonego paliwa używanych jest około 10 wyspecjalizowanych przyrządów. Ze względu na wysoki poziom promieniowania pomiary zestawów paliwowych są przeprowadzane w zanurzeniu. System pomiarowy zamontowany jest na brzegu basenu i zestawy paliwowe są przenoszone z pozycji magazynowania pomiędzy zestaw detektorów: komory jonizacyjnej niewrażliwej na promieniowanie oraz niezależnych detektorów promieniowania γ .



Rys. 3. Pomiar wypalonego paliwa – Fork Detector (*Fork detector irradiated fuel measuring system – FDET*) (źródło: IAEA).

Sygnały z systemu detektorów po przetworzeniu są analizowane przez komputer, co pozwala zweryfikować dane przedstawione przez operatora obiektu. Pomiary są wykonywane w kilku pozycjach wzdłuż zestawu paliwowego, który przez cały czas operacji jest zawieszony na dźwigu. Zestawy detektorów są różne dla reaktorów BWR i PWR.

Specjalną konstrukcją sondy pomiarowej składającej się z detektora półprzewodnikowego CdZnTe promieniowania γ i komory jonizacyjnej zastosowano w systemie pomiarowym do weryfikacji paliwa MOX przechowywanego w basenie. Wymiary sondy są tak dopasowane, by mieściła się ona w kanale stojaka paliwa, przy czym może ona pracować w systemie pasywnym lub aktywnym.

Podstawową metodą weryfikacji, czy obserwowany zestaw paliwowy jest zestawem paliwowym, a nie atrapą, jest obserwacja promieniowania Czerenkowa. Przyrząd do obserwacji promieni jest stale udoskonalany, np. przez połączenie go systemem fotograficznym, co umożliwia identyfikację bardzo starego paliwa przechowywanego przez długi okres. Promieniowanie Czerenkowa słabnie wraz z chłodzeniem paliwa i może się stać niewidoczne. Długotrwałe naświetlanie płyty fotoczułej pozwala odtworzyć słabo widoczny obraz.



Rys. 4. Pomiar wypalonego paliwa – detektor promieniowania Czerenkowa (*Improved Cerenkov viewing device – ICVD*) (źródło: IAEA).

Inną metodą potwierdzenia, że w ściśle wypełnionym basenie poszczególne elementy są paliwem, jest dokonanie pomiaru widma energetycznego na szczycie stojaka z paliwem za pomocą zestawu pomiarowego, składającego się z analizatora wielokanałowego, wyposażonego w detektor (NaI lub CdZnTe), ustawionego nad podejrzanym zestawem. Zebranie widma jest ważne, ponieważ atrapa mogłaby zawierać wyłącznie izotop wywołujący promieniowanie Czerenkowa.

W reaktorach w ośrodkach badawczych używane są różne rodzaje zestawów paliwowych, które po wykorzystaniu są składowane w lokalnych basenach. W tych ośrodkach konieczna jest, do celów badawczych, dokładna znajomość i historia wypalonego paliwa. Weryfikacja dokonywana jest przez MAEA z wykorzystaniem opracowanych metod przy zastosowaniu specjalnych wodoodpornych konstrukcji detektorów. Podobnie specyfika konstrukcji reaktorów CANDU i sposobu składowania wypalonego paliwa wymagała opracowania metody pomiaru pozwalającej dokonywać weryfikacji w basenie z uwzględnieniem miejsca składowania.

Systemy pomiarowe różnych wielkości fizycznych

W zakresie badań nieniszczących w czasie inspekcji dokonywane są również pomiary pomocnicze wielkości fizycznych, pośrednio związane z pomiarami weryfikacyjnymi materiałów jądrowych. Najczęściej wykorzystuje się wagi. MAEA przyjęła kilka typów wag. Są one wykorzystywane do precyzyjnego pomiaru masy próbek przeznaczonych do badań niszczących. Są to wagi do pomiaru ciężaru pojemników z sybkami lub płynnymi materiałami jądrowymi (np. UF₆ w pojemnikach transportowych) w zakresie do 5 t i 20 t, wagi do sprawdzenia ogólnej masy zestawu paliwowego, jak i specjalne urządzenia do określania masy przedmiotów lub elementów paliwowych zanurzonych w basenie.

Przy pomiarach materiałów w pojemnikach konieczne jest określenie grubości ścianki pojemnika, co jest dokonywane za pomocą ultradźwiękowych mierników grubości.

Stosowane są mierniki pozwalające zmierzyć poziom cieczy w zamkniętych kadziach i określić jej objętość. Bardziej wyrafinowane technologie pomiarowe są wykorzystywane do określania koncentracji uranu i jego wzbogacenia w świeżym roztworze, tzn. roztworze jeszcze nieużywanym.

Jednym z nowych wymagań kontrolnych wynikających z Protokołu Dodatkowego do traktatu NPT jest przeprowadzanie okresowej kontroli informacji projektowej (ang. *design information verification* – DIV). W czasie weryfikacji okresowej sprawdzane są jej dokładność, dokładność opisu wprowadzonych zmian i tego, czy wszystkie zmiany deklarowane zostały naniesione na planie obiektu oraz czy nie dokonano zmian nie uwzględnionych w deklaracji. Wspomożeniem w pracach sprawdzających są laserowe dalmierze. Czasem w celu potwierdzenia zgodności przedstawionej dokumentacji może być używany georadar GPR (ang. *Ground-penetrating radar*) pozwalający stwierdzić, że nie powstały żadne podziemne instalacje lub pomieszczenia.

Badanie próbek środowiskowych

Jedną z najnowocześniejszych metod badań nieniszczących, uzupełniającą inne metody pomiarowe jest

wprowadzanie, jako standardu badań, zbierania próbek środowiskowych – wymazowych (ang. *Environmental Sampling* – ES). Pobieranie próbek polega na przetarciu badanej powierzchni sterylnie czystym próbnikiem – szmatką, gąbką lub w inny sposób, np. pobranie próbki powietrza (są to tzw. próbki wymazowe). Następnie z zachowaniem wszystkich zasad sterylności próbniaki są przesyłane do specjalistycznego laboratorium MAEA, gdzie są poddawane niezwykle dokładnej analizie.



Rys. 5. Zestaw do pobierania próbek wymazowych (źródło: IAEA).

Pobieranie próbek wymazowych jest przeprowadzane w obszarze spodziewanej obecności materiału jądrowego, pozwalając odtworzyć działania z nim związane i porównać z oficjalnymi deklaracjami. Przy opracowaniu tej metody brali czynny udział specjaliści z Polski. Pobieranie próbek wymazowych przyczyniło się znacznie do podniesienia efektywności systemu zabezpieczeń poprzez bardzo precyzyjne zbadanie i potwierdzenie nieobecności materiału jądrowego w miejscach ewentualnego jego ukrycia i potwierdzenie jego deklarowanego wykorzystywania w okresie międzyinspekcyjnym. Próbkę środowiskową są pobierane głównie w zakładach wzbogacania uranu, produkcji i przerobu paliwa oraz jako kontrolny element uzupełniający w ramach Protokołu Dodatkowego.

Analiza próbek jest przeprowadzana w pomieszczeniu czystym o kontrolowanych parametrach środowiskowych, w szczególności pozbawionym zanieczyszczeń typu: pył, kurz, bakterie, opary chemiczne itp. W zależności od wymaganej czystości atmosfery pomieszczenia czyste są dzielone na klasy w MAEA według standardów ISO. Decydującym wskaźnikiem czystości pomieszczenia jest czystość powietrza. Czystość powietrza w laboratorium MAEA w Seibersdorfie koło Wiednia odpowiada klasie 5 w skali ISO.

W laboratorium wykorzystywanych jest wiele technik analitycznych, w tym spektrometria fluorescencyjna, i rentgenowska, mikroskopia elektronowa z analizą elektronową i spektrometria masowa o wysokiej czułości. Podobnie jak przy badaniach niszczących, w celu zacho-

wania poufności pochodzenia próbki przydzielane są im numery kodowe.

Analiza próbek jest wielostopniowa. Początkowo dokonywana jest selekcja próbek. Za pomocą spektrometrii promieniowania wykrywane są aktywności (uran i pluton) oraz produkty rozszczepienia lub aktywacji ^{60}Co , ^{137}Cs i ^{106}Ru . Próbkę, której aktywność przekracza dozwolony poziom, są przekazywane do laboratoriów materiałów jądrowych (ang. *Nuclear Material Laboratory* – NML). We wstępnym badaniu próbek przeprowadzane jest badanie krzyżowe (ang. *cross-examination*) sprawdzające, czy pobrane próbki nie zostały przypadkowo zanieczyszczone. Po pomiarach wstępnych fragmenty próbek są przekazywane do dalszej szczegółowej analizy do wybranego laboratorium w sieci laboratoriów analitycznych współpracujących z MAEA (ang. *network of analytical laboratories worldwide* – NAWL). Wybrane próbki są przekazywane do dalszych pomiarów w Czystym Laboratorium przez IDMS (ang. *isotope dilution mass spectrometer*), bardzo czuły spektrometr masowy. Czułość pomiaru przy wykrywaniu uranu i plutonu wynosi 10^{-15} g.

Systemy obserwacyjno-rejestrujące i zamykające (ang. *Containment/Surveillance measures*)

Środki zamykania/obserwacyjno-rejestrujące są stosowane w celu wzmocnienia kontroli ewidencji materiałowej poprzez weryfikację informacji o przemieszczaniu materiałów jądrowych i sprawdzaniu integralności zbieranych danych. Stanowią one uzupełnienie systemu pomiarowego badań nieniszczących, potwierdzając informację o wykorzystaniu materiałów jądrowych i integralności innych systemów MAEA zainstalowanych w obiekcie.

Ograniczanie, zamykanie (ang. *containment*) polega na wykorzystaniu strukturalnej właściwości obiektu, pojemników lub przyrządów i pozwala zapewnić integralność (przez zamknięcie lub zaplombowanie) obszaru lub elementu (włączając w to zabezpieczenia przyrządu lub danych). Umożliwia to utrzymanie ciągłości wiedzy o zamkniętym obszarze, elemencie i pozwala na wykrycie nieautoryzowanego dostępu do obszaru, przemieszczeń i materiałów jądrowych lub innych wrażliwych z punktu widzenia systemu zabezpieczeń elementów oraz wykrycie innych nieautoryzowanych działań.

Systemy obserwacyjno-rejestrujące są bardzo szeroko stosowane w systemie zabezpieczeń i pozwalają w sposób niezakłócający pracy obiektu uzyskać informację o działalności zakładu, przemieszczaniu materiałów jądrowych, a rejestracja obrazów umożliwia odtworzenie historii działań. Kamery rejestrujące systemów są ustawiane w takich miejscach, by był widoczny cały interesujący obszar. Szerokie zastosowanie systemów obserwacyjno-rejestrujących jest szczególnie korzystne w rozległych obiektach

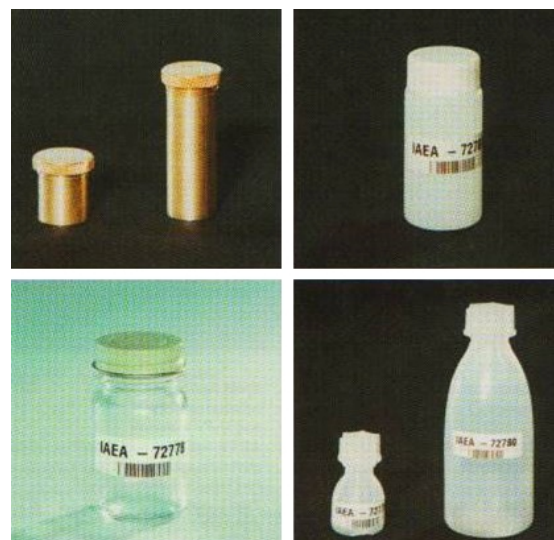
przemysłowych. Należy podkreślić, że niezależnych systemów obserwacyjno-rejestrujących jest w obiekcie jądrowym kilka i nie wszystkie są przeznaczone do obserwacji materiałów, chociaż w pewnych warunkach mogą stanowić uzupełnienie systemu tej obserwacji. Oprócz systemu MAEA jest wewnętrzny system obserwacyjny należący do właściciela obiektu związany z funkcjonowaniem obiektu (windy, wejścia, pomieszczenia biurowe itp.). Trzecim systemem jest system zabezpieczeń antyterrorystycznych.

Systemy obserwacyjno-rejestrujące są najbardziej skuteczne w obszarach magazynowych, np. baseny wypalnego paliwa. Pole widzenia kamer jest takie, że łatwo można zidentyfikować każdy ruch obiektów.

Systemy obserwacyjno-rejestrujące pracują bez nadzoru i łatwo mogą być dostosowane do zdalnej transmisji danych. Konstrukcja kamer i powiązanych z nimi urządzeń sterujących powinna być taka, by jakakolwiek ingerencja, mająca na celu manipulację zapisanymi danymi, nie była możliwa.

Badania niszczące

Określenie składu izotopowego i chemicznego materiału jądrowego w badaniach niszczących (ang. *destructive analysis*) wymaga obróbki mechanicznej i chemicznej uniemożliwiającej powrót próbki do stanu początkowego. W systemie zabezpieczeń badania niszczące są wykorzystywane do oznaczania pierwiastków i określania składu izotopowego wszystkich rodzajów materiałów stałych i ciekłych używanych w procesach technologicznych cyklu paliwowego. Niezależne pobieranie próbek jest ściśle opisane w umowie między MAEA i państwem-sygnatariuszem układu NPT. Próbkę pobierane są w celu sprawdzenia, czy nie doszło do długofalowego zbierania niewielkich ilości materiału jądrowego w procesie produkcyjnym.



Rys. 6. Pojemniki do pobierania próbek do badań niszczących (źródło: IAEA).

Próbki materiału pobierane są w charakterystycznych punktach procesu technologicznego. Pobrane próbki są przygotowywane do wysłania tak, by zachowana była ich forma fizyczna i skład chemiczny. Następnie są one ważone i umieszczane w specjalnie oznakowanych pojemnikach – fiolkach, przygotowanych przez laboratorium analityczne MAEA (ang. *Seibersdorf Analytical Laboratory – SAL*).

Pojemniki z próbkami są plombowane i przesyłane do centrali MAEA w specjalnych opakowaniach transportowych, umożliwiających przewóz materiałów jądrowych transportem lotniczym. W laboratorium SAL próbki są kodowane, by ukryć ich pochodzenie – miejsce pobrania. Tak przygotowane próbki są badane w laboratorium materiałów jądrowych (ang. *Nuclear Material Laboratory – NML*) lub wysyłane do jednego z wyspecjalizowanych laboratoriów analitycznych współpracujących z MAEA (ang. *network of analytical laboratories worldwide – NWAL*). Szczegółowa procedura postępowania w procesie pobierania próbek, przygotowania do transportu i przesłania pocztą dyplomatyczną ma na celu zapewnienie autentyczności pobranego materiału i uchronienie przed podmianą.

Do każdej próbki dołączana jest dokumentacja, zawierająca informacje o masie, objętości pobranej próbki i miejscu jej pobrania oraz deklaracje operatora o składzie chemicznym. Procedury pobierania próbek są tak opracowane, by przy analizie próbki podzielonej na części można było oszacować niedokładność pomiaru. Części próbki mogą być badane różnymi metodami. Pomiaru wykonywane przez operatora i pomiary kontrolne muszą spełniać międzynarodowe standardy dokładności i muszą być okresowo sprawdzane. Wybór metody analizy zależy od masy dostarczonej próbki.

Do wykrywania i pomiaru uranu stosowana jest metoda **miareczkowania potencjometrycznego** (miareczkowanie Daviesa i Graya) polegająca na pomiarze zmian napięcia elektrycznego generowanego przez ogniwo złożone z elektrody wskaźnikowej i elektrody odniesienia. Pluton jest wykrywany metodą **kontrolowanej potencjalnej kulometrii** wykorzystującej zjawisko elektrolizy. Technikę tę stosuje się również do oznaczania masy plutonu, np. roztwory produktu plutonowego, proszki lub pastylki paliwa jądrowego zawierające pluton lub jego tlenki bądź tlenki plutonu i uranu, jak w paliwie MOX.

Podstawową techniką weryfikacji zawartości uranu i/lub plutonu w roztworach jest **spektrometria masowa**.

Jedną z metod analizy jest **grawimetria zapłonowa** polegająca na określeniu masy oznaczanej poprzez usuwanie oznaczanego składnika z próbki przez zapłon. Grawimetria zapłonowa jest niezawodną i dokładną metodą analityczną do oznaczania stężenia uranu w mieszaninie tlenków uranu i plutonu (np. MOX). Stosowane metody obliczeniowe pozwalają określić ilość uranu i plutonu w próbce.

Do wykrywania uranu, toru i plutonu w mieszanych próbkach uranowo-torowych lub uranowo-plutonowych stosowana jest metoda **densytometrii K-edge** polegająca na wybijaniu elektronów z powłoki K atomu, które są zastępowane elektronami z dalszych powłok, powodując emisję promieniowania rentgenowskiego charakterystyczną dla danego pierwiastka.

Podobną metodę wykorzystującą **fluorescencję rentgenowską** (ang. *fluorescencji K X ray*) stosuje się do próbek PuO₂ i roztworów azotanu plutonu oraz próbek MOX.

Analiza izotopowa próbek materiałów jądrowych jest przeprowadzana za pomocą spektrometrów mas i uzupełniana spektrometrią α i β . W badaniach próbek **spektrometry mas** są wyspecjalizowane do pomiaru składu izotopowego uranu i plutonu. Za pomocą **spektrometrii gamma** o wysokiej rozdzielczości w próbkach poszukiwany jest neptun traktowany jako potencjalny materiał jądrowy, który może być wykorzystywany do celów militarnych.

Spektrometria alfa jest używana równolegle ze spektrometrią mas z jonizacją termiczną do oznaczania obfitości ²³⁸Pu lub do pomiaru plutonu w próbkach wyciekającego paliwa.

W badaniach niszczących stosowane są wyjątkowo jeszcze inne metody o bardzo wysokiej dokładności. Są one używane do oznaczania zanieczyszczeń w koncentracji uranu, umożliwiając sprawdzenie, czy materiał jądrowy ma skład i czystość odpowiednią do wytwarzania paliwa lub do wzbogacenia.

W połowie lat 90. uznano, że neptun i ameryk mogą być również wykorzystywane do budowy jądrowych urządzeń wybuchowych i uznano za celowe włączenie tych pierwiastków do systemu zabezpieczeń.

Wnioski

Stale unowocześnianie systemów pomiarowych zmierza do automatyzacji pomiarów w systemie zdalnego sterowania. Miniaturyzacja aparatury pomiarowej i jej akceptowalne koszty pozwalają na rozmieszczenie wielu różnych czujników na terenie obiektu objętego systemem zabezpieczeń. Umożliwia to dokładną kontrolę przemieszczeń materiałów jądrowych, ich umiejscowienia oraz ich składu izotopowego, a zatem ciągle kontrolowanie ich ilości. W przypadku realizacji w Polsce programu energetyki jądrowej nieunikniona będzie rozbudowa krajowego systemu zabezpieczeń. Wymaga to z kolei istnienia w dozorcze inspektorów specjalistów przygotowanych do stosowania wyrafinowanej aparatury pomiarowej do weryfikacji wyników uzyskiwanych przez kontrolerów międzynarodowych i weryfikacji wyników podawanych przez operatora obiektu.

Notka o autorze

Dr inż. Krzysztof Rzymkowski – Sekretarz Generalny Stowarzyszenia Ekologów na rzecz Energii Nuklearnej – SEREN, emerytowany inspektor Międzynarodowej Agencji Energii Atomowej.

Literatura

1. J. Kaniewski, W. Kiełbasa, Ł. Koszuk, A. Kuczyński, M. Rabiński, K. Rzymkowski, A. Strupczewski, *Leksykon angielsko-polski energetyki jądrowej*, Ministerstwo Energii, Warszawa (2016).
2. *Safeguards techniques and equipment: 2011 edition*, International Nuclear Verification Series No. 1 (Rev2), IAEA Vienna 2011.
3. *Safeguards techniques and equipment: 2003 edition*, International Nuclear Verification Series No. 1 (Rev 1), IAEA Vienna 2003.
4. <https://www.scribd.com/document/89237038/Pomiary-jadrowe>
5. M. Moeslinger, C. Liguori, International Atomic Energy Agency, Austria G. Neumann, S. Lange, Dr. Neumann Elektronik GmbH, Germany M. Stein, Canberra, USA S. Pepper, Brookhaven National Laboratory, USA B. Richter, Forschungszentrum Juelich, Germany K. Schoop, European Commission, Luxembourg, *The IAEA's XCAM next generation surveillance system*, IAEA-CN-184/260.
6. *Safeguards implementation practices guide on provision of information to the IAEA*, IAEA Services Series No. 33, IAEA Vienna 2016.
7. K. Rzymkowski, *Kontrola materiałów jądrowych*, PTJ 2-2011 Vol. 54 X. 2.
8. K. Rzymkowski, *Realizacja postanowień Traktatu o Nierozpowszechnianiu Broni Jądrowej – weryfikacja materiałów jądrowych*, BJOR PAA Nr 4(94)/2013, Warszawa.

Nowe stacje TDPMS3 w sieci wczesnego wykrywania skażeń promieniotwórczych (cz. 1)

Rafał Dąbrowski
Państwowa Agencja Atomistyki
Tomasz Dudek

I. Wstęp

Od kilku lat Państwowa Agencja Atomistyki (PAA) korzysta z nowego typu stacji pomiarowych wczesnego wykrywania skażeń promieniotwórczych (TDPMS3). Nowe stacje mają powiększyć liczbę punktów, w których prowadzony jest ciągły, automatyczny monitoring radiacyjny.

Pierwsze, prototypowe egzemplarze tych stacji zostały wyprodukowane pod koniec 2015 r. W sieci nadzorowanej przez PAA działają już cztery tego typu urządzenia – w Kielcach, Suwałkach, Katowicach i Częstochowie. Kolej-

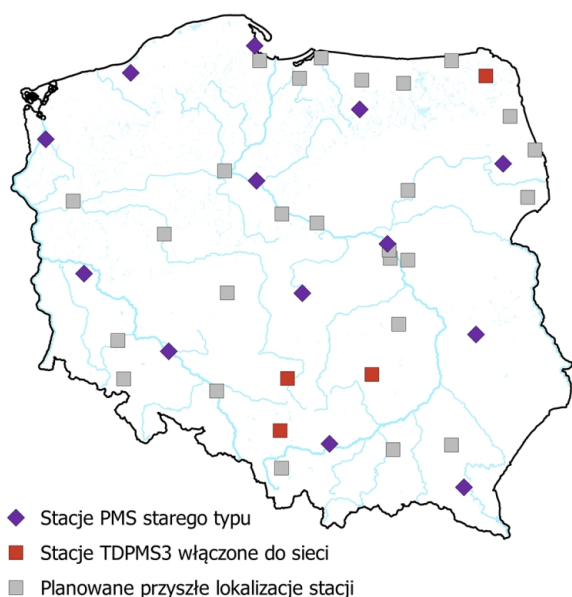
ne 11 stacji, z usprawnieniami wprowadzonymi w wyniku doświadczeń zebranych w trakcie użytkowania pierwszych egzemplarzy, działa na stanowiskach testowych w Warszawie. W sieci PAA działa także 13 stacji starego typu (PMS). Były one instalowane w Polsce w latach 90. ubiegłego stulecia, a w latach 2005–2007 przeszły gruntowną modernizację. W najbliższych latach planowana jest rozbudowa całej sieci łącznie do 43 stacji, wliczając w to stacje typu PMS.

II. Zadania stacji wczesnego wykrywania skażeń promieniotwórczych

Zgodnie z obowiązującymi przepisami [1] stacje podstawowe wczesnego wykrywania skażeń promieniotwórczych, do których należy m.in. rozbudowywana sieć stacji nadzorowanych przez PAA, powinny być w stanie zmierzyć 15% wzrost mocy przestrzennego równoważnika dawki promieniowania jonizującego ($H^*(10)$) spowodowany pojawieniem się w środowisku izotopów pochodzenia sztucznego. Tego rodzaju wzrosty należy wyraźnie odróżnić od naturalnych wahań tła promieniowania, wśród których najbardziej widoczne są krótkotrwałe podwyższenia $H^*(10)$ typowe dla opadów deszczu. Są one powodowane wymywaniem z górnych warstw atmosfery cząsteczek pyłów i aerozoli, do których przyłączone są izotopy pochodzące z naturalnych szeregów promieniotwórczych, głównie radonu ^{222}Rn z szeregu uranowo-radowego.

Wśród innych przyczyn powodujących wahania tła promieniowania naturalnego należy wymienić:

- zmiany wilgotności oraz zamrażanie gleby, które wpływają na większe lub mniejsze tłumienie emanacji z pod-



Rys. 1. Rozmieszczenie stacji wczesnego wykrywania skażeń promieniotwórczych nadzorowanych przez PAA – obecne i przyszłe lokalizacje.

łoża gazowych produktów rozpadu powstających w naturalnych szeregach promieniotwórczych (głównie uranowo-radowym i torowym),

- gwałtowne zmiany ciśnienia atmosferycznego, które przyczynia się do tłumienia wtórnego promieniowania kosmicznego,
- obecność pokrywy śnieżnej, która tłumii promieniowanie docierające z gleby.

Oprócz tego oczywista jest konieczność eliminacji wyników pomiarów, które mogą być podwyższone wskutek awarii sprzętu pomiarowego. Tego rodzaju podwyższenia mogą być bardzo gwałtowne, ale nie mogą być przyczyną alarmów.

Aby zrealizować swe zadania, nowe stacje TDPMS3 są wyposażone w bardzo czułe detektory spektrometryczne NaI(Tl) o dużej objętości (3" 3"), które rejestrują widmo promieniowania gamma w zakresie energii od 35 do 3000 keV oraz dwa liczniki Geigera-Müllera (GM) – dla niskiego i wysokiego zakresu mocy dawki. Oprócz tego w skład stacji wchodzi sonda meteorologiczna, która rejestruje m.in. wysokość opadu deszczu (równoważnika wodnego), ciśnienie atmosferyczne, wilgotność i temperaturę otoczenia, a także prędkość i kierunek wiatru. Dzięki temu można weryfikować poprawność wskazań przyrządów dozymetrycznych w zmiennych warunkach atmosferycznych.



Fot. 1. Urządzenia stacji TDPMS3 umieszczone na zewnątrz budynku (moduł zewnętrzny). Oznaczenia odpowiadają opisowi w tekście.

III. Budowa i zasada działania stacji

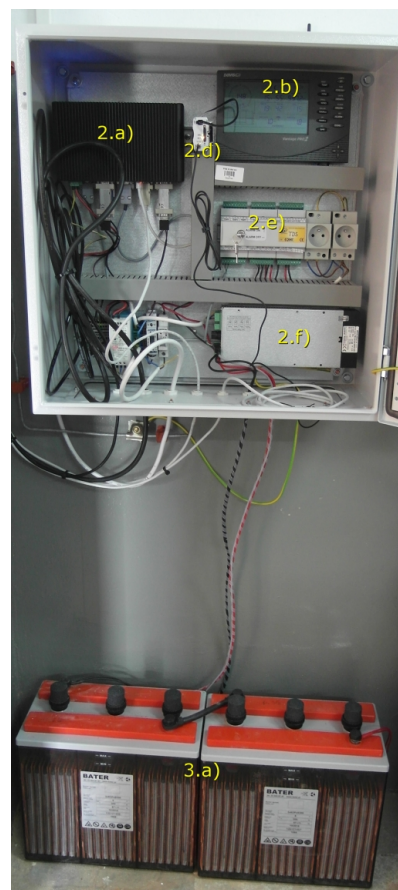
W skład stacji TDPMS3 wchodzi następujące **moduły urządzeń** (patrz fot. 1 i 2 oraz rys. 2):

1. Na zewnątrz budynku – moduł zawierający:

- sondę TDSG3 do pomiaru:
 - mocy przestrzennego równoważnika dawki \dot{H}^* (10) na czułym liczniku GM i dodatkowym liczniku GM o zakresie do 2 Sv/h,
 - widma promieniowania gamma na detektorze ze scyntylatorem NaI(Tl) 3" i spektrometrze 512-kanalowym;
- sondę meteorologiczną do pomiaru:
 - temperatury zewnętrznej,
 - ciśnienia atmosferycznego,
 - wilgotności,
 - wysokości opadu deszczu i śniegu z rozdzielczością 0,2 mm (deszczomierz podgrzewany dla zewnętrznych ujemnych temperatur w celu pomiaru opadu śniegu),
 - prędkości i kierunku wiatru;
- osprzęt do montażu i zabezpieczenia modułu w terenie w postaci stojaka rurowego typu „Y”.

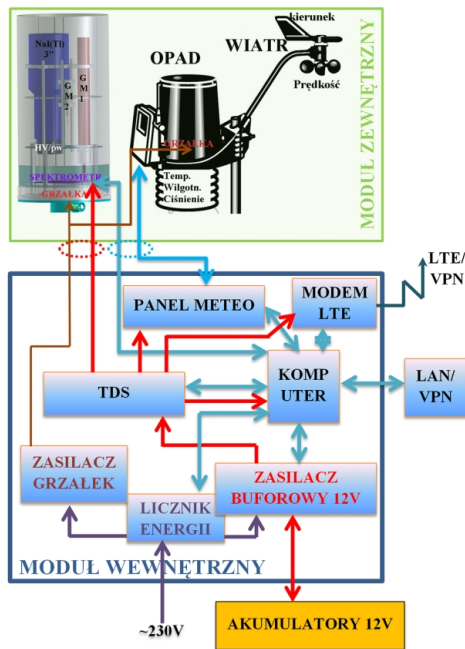
2. Wewnątrz budynku w szafce o wymiarach 60 60 30 cm, wiszącej na ścianie:

- komputer przemysłowy do współpracy ze wszystkimi urządzeniami stacji,
- panel sterujący sondy meteorologicznej,
- łącze internetowe z kanałem VPN,



Fot. 2. Urządzenia stacji TDPMS3 umieszczone wewnątrz budynku (moduł wewnętrzny). Oznaczenia odpowiadają opisowi w tekście.

- d) modem LTE – do łączności rezerwowej,
 - e) sterownik TDS zarządzający urządzeniami stacji z wbudowaną funkcją alarmu zabezpieczającą przed nieuprawnionym dostępem do urządzeń stacji i systemem „watch-dog” umożliwiającym między innymi zdalny reset urządzeń stacji,
 - f) zasilacz sieciowy 230 V/13,8 V do zasilania wszystkich urządzeń stacji z opcją doładowywania i przełączania na zasilanie buforowe z akumulatorów,
 - g) zasilacz grzałek,
 - h) jednofazowy licznik energii pobieranej przez stację z możliwością odczytu przez komputer stacji,
 - i) układy zabezpieczające i bezpiecznik sieciowy.
3. **Wewnątrz budynku na posadzce:**
- a) 2 akumulatory buforowe do pracy rezerwowej 2 6V/300 Ah pozwalające na nieprzerwaną 14-dniową pracę stacji.



Rys. 2. Schemat blokowy stacji TDPMS3. Poszczególne linie kablowe rozróżniono kolorami: niebieski – sygnałowe, czerwone – zasilania buforowego 12 V, brązowe – zasilania grzałek, fioletowe – zasilania 230 V.

III.1. Opis poszczególnych urządzeń składowych stacji

1) Sonda TDSG3

Sonda TDSG3 służy do ciągłego pomiaru mocy przestrzennego równoważnika dawki $\dot{H}^*(10)$ oraz pomiaru spektrometrycznego promieniowania gamma w powietrzu. Jest przystosowana do pracy na zewnątrz budynku. Jest zainstalowana tak, aby jej środek czynny znajdował się na wysokości ok. 1 m nad powierzchnią ziemi. Sonda dokonuje równoczesnego i niezależnego pomiaru:

- mocy przestrzennego równoważnika dawki $\dot{H}^*(10)$, opierając się na:
 - czułym detektorze Geigera–Müllera o zakresie od 50 nSv/h do 0,5 mSv/h,

- detektorze Geigera–Müllera o zakresie od 0,1 mSv/h do 2 Sv/h,
- widma promieniowania gamma w powietrzu za pomocą toru spektrometrycznego opartego na detektorze scyntylacyjnym z 3" scyntylatorem NaI(Tl).

Sonda TDSG3, poprzez kabel, jest zasilana i współpracuje z komputerem po łączu RS-485. Sterowanie oraz wizualizacja i archiwizacja wyników pomiarowych odbywają się z poziomu komputera poprzez zainstalowane specjalizowane oprogramowanie TDSG3. Wewnątrz sondy umieszczony jest układ podgrzewania przy ujemnych temperaturach otoczenia.

Podstawowe parametry pracy sondy TDSG3:

Zakres mocy przestrzennego równoważnika dawki GM	50 nSv/h–2 Sv/h
Dla zakresu I GM	50 nSv/h–0,5 mSv/h
Dla zakresu II GM	0,1 mSv/h–2 Sv/h
Skompensowany $\dot{H}^*(10)$ zakres energetyczny GM	35 do 1300 keV
Fluktuacje statystyczne (100 nSv/h, T=10 min, 2)	±10%
Zakres mocy dawki toru spektrometrycznego	0,05–5 Sv/h
Zakres energetyczny toru spektrometrycznego	35–3000 keV
Scyntylok z fotopowielaczem i scyntylatorem NaI(Tl)	3" 3"
Rozdzielczość energetyczna (FWHM dla ^{137}Cs)	nie gorsza niż 7,5%
Spektrometr wielokanałowy	512 kanałów
Maksymalna ilość impulsów/kanał	65535 (16 bitów)
Automatyczna stabilizacja energetyczna widma bez użycia dodatkowych źródeł promieniotwórczych, oparta na analizie naturalnie występującego w środowisku pików ^{40}K	tak
Pomiar temperatury i wilgotności wewnątrz sondy	tak
Podgrzewanie scyntybloku w przypadku wystąpienia temperatur ujemnych wewnątrz obudowy	tak
Wewnętrzna pamięć danych na karcie SD	4 miesiące
Temperatury pracy	od –30 do 50°C
Napięcie zasilające	+12 V (–10%/+15%)
Pobór prądu	do 300 mA
Komunikacja złącze	RS-485
Przystosowana do pracy ciągłej na zewnątrz	tak
Długość kabla zasilającego	do 100 m
Stopień ochrony obudowy	IP-65
Mechaniczne zabezpieczenie przeciw kradzieży	kłódka
Wymiary sondy (bez rury podstawy)	200 470 mm
Masa sondy (bez rury podstawy)	4,6 kg
Mocowanie sondy na rurze z podstawą wkopywaną w ziemię	
Wysokość detektorów nad poziomem gruntu	ok. 1 m

Stacyjny komputer przemysłowy wraz z zainstalowanym na nim oprogramowaniem firmware spełniająca następujące główne funkcje:

- Komunikacja z dołączonymi urządzeniami, w tym:
 - zbieranie danych surowych co 1 minuta z detektorów promieniowania jonizującego i meteorologicznych
 - cykliczne pobieranie i archiwizowanie danych z jednofazowego licznika poboru energii
 - cykliczne pobieranie i archiwizowanie danych o parametrach pracy z zasilacza buforowego
- Pobieranie i analiza danych z dołączonych urządzeń, w tym:
 - generowanie danych pomiarowych uśrednionych 10-minutowych i 60-minutowych, począwszy od godziny 00:00
- Przetwarzanie danych i zapis wyników do plików
- Nadzór pracy dołączonych urządzeń i ich resetowanie w razie potrzeby
- Detekcja i sygnalizowanie błędów w pracy stacji
- Synchronizacja czasu komputera i sond pomiarowych z serwerem PAA
- Cykliczne zerowanie licznika typu „watch-dog” sterownika nadzoru pracy stacji
- Archiwizowanie i przechowywanie zebranych danych w pamięci masowej co najmniej przez ostatnie 60 dni
- Udostępnianie danych na żądanie poprzez protokół FTP w formatach TXT (tzw. PMS) – zgodnych z aktualnym formatem używanym przez PAA, XML (N42.42)
- Zastosowanie restrykcyjnego firewall'a, umożliwiającego dostęp zdalny wyłącznie ze ściśle określonych hostów
- Funkcje komputera wykonywane w czasie rzeczywistym pracy stacji
- Obliczanie mocy przestrzennego równoważnika dawki $\dot{H}^*(10)$ na podstawie widma spektrometrycznego
- Obliczanie mocy przestrzennego równoważnika dawki $\dot{H}^*(10)$ na podstawie zliczeń detektorów GM

IV. Pomiary kalibracyjne w laboratorium niskotłowym

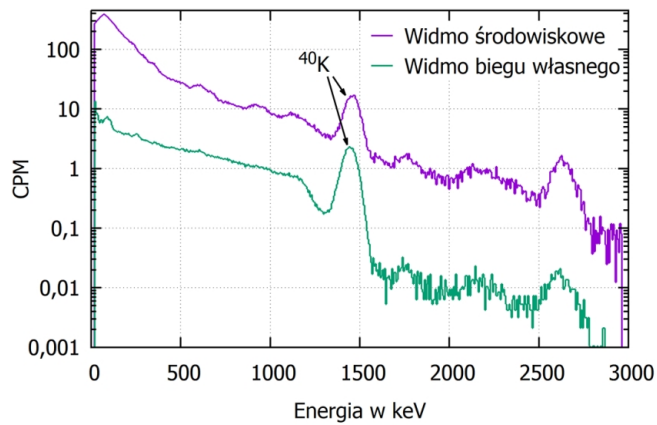
Dzięki współpracy koleżeńskiej z niemieckim państwowym instytutem metrologicznym Physikalisch-Technische Bundesanstalt (PTB) możliwe było wykonanie precyzyjnych pomiarów kalibracyjnych dwóch prototypowych sond TDSG3 w unikatowym na skalę światową laboratorium niskotłowym, nazywanym UDO (ang. *Underground laboratory for DOSimetry and spectrometry*). Laboratorium to znajduje się obecnie w kopalni soli Brunswik-Lüneburg ok. 430 m pod ziemią [2]. Tak głębokie położenie gwarantuje tłumienie wtórnego promieniowania kosmicznego o mniej więcej cztery rzędy wielkości, natomiast grube pokłady soli otaczające laboratorium zawierają jedynie

minimalne stężenie promieniotwórczego potasu ^{40}K , stanowiąc jednocześnie doskonałą osłonę przed promieniowaniem pochodzącym ze skał skorupy ziemskiej. Dzięki temu tło promieniowania naturalnego wynosi tam jedynie ok. 1,4 nSv/h [3]. W porównaniu z typowym poziomem mocy przestrzennego równoważnika dawki na powierzchni ziemi, wahającym się na większości obszaru Europy w granicach ok. 60–120 nSv/h [4], warunki w UDO są idealne do kalibrowania sprzętu dozymetrycznego przeznaczonego do pomiarów na poziomie tła naturalnego.

IV.1. Bieg własny detektorów

Bieg własny detektora są to jego wskazania przy braku jakiegokolwiek promieniowania zewnętrznego. Wynikają one z konstrukcji i własności fizycznych każdego przyrządu pomiarowego. Znajomość tego parametru jest niezbędna w celu wyznaczenia prawidłowej kalibracji przyrządów, które są przeznaczone do pomiarów dozymetrycznych na poziomie tła naturalnego. Bezpośrednie zmierzenie biegu własnego jest zwykle niemożliwe, gdyż detektor zawsze działa w pewnym polu promieniowania. Jedynie wyjątkowe warunki panujące w laboratorium niskotłowym umożliwiają przeprowadzenie takiego pomiaru. W celu wyeliminowania nawet nieznacznego wpływu tła promieniowania naturalnego w UDO, sondy TDSG3 umieszczone były dodatkowo w osłonie ołowianej. Dzięki temu można przyjąć całkowity brak jakiegokolwiek promieniowania zewnętrznego. Pomiar trwał 16 godzin w celu zebrania odpowiedniej liczby zliczeń zarejestrowanych przez detektory i zminimalizowania ich błędów statystycznych.

W przypadku spektrometrów bardzo ważna jest także znajomość widma promieniowania ich biegu własnego. Na rysunku 3 przedstawiono takie widmo zarejestrowane przez detektor NaI(Tl) 3", wchodzący w skład sondy TDSG3, w porównaniu z typowym widmem zmierzonym przez ten detektor w warunkach środowiskowych. Oprócz oczywistej różnicy w wysokości widm (średnia liczba zliczeń w całym widmie biegu własnego wynosi 569 CPM (ang. *counts per minute*) w porównaniu z widmem środowiskowym, gdzie liczba ta wynosi ok. 16 tys. CPM), w obu widmach charakterystyczne są wyraźne piki izotopu ^{40}K . Jest on naturalnym składnikiem każdego żywego organizmu (zawierającego w swym składzie chemicznym potas), zatem jest on stale obecny w środowisku. Z kolei w widmie biegu własnego izotop ten pochodzi najprawdopodobniej od niewielkiej ilości potasu będącego składnikiem szkła, z którego zbudowany jest fotopowielacz detektora scyntylacyjnego. Stała obecność tego piku w widmie jest korzystna dla celów praktycznych. Pozwala bowiem na utrzymanie stabilnej kalibracji energetycznej widma przy dużej zmienności temperatury otoczenia, typowej dla warunków środowiskowych.



Rys. 3. Porównanie widma biegu własnego detektora NaI(Tl) 3'' z typowym widmem zmierzonym w warunkach środowiskowych (przy mocy dawki od ziemskiego tła promieniowania naturalnego ok. 40 nSv/h oraz od składowej kosmicznej ok. 34 nSv/h). Na obu widmach zaznaczono położenie pików od izotopu ^{40}K (1461 keV).

IV.2. Kalibracja detektorów GM

Przeprowadzenie kalibracji detektora GM, jak dla każdego dozymetru, polega na zbadaniu jego odpowiedzi na pole promieniowania o znanym natężeniu w określonym zakresie. W tym celu wykonuje się szereg pomiarów przy różnych wzorcowych mocach przestrzennego równoważnika dawki. Zmiany wartości wzorcowych uzyskuje się, używając źródeł promieniotwórczych o różnych aktywnościach oraz poprzez zastosowanie ławy kalibracyjnej, na której umieszcza się badany detektor, tak aby można było go precyzyjnie zbliżać i oddalać od źródła, zmieniając tym samym natężenie promieniowania. Wyniki pomiarów nanosi się na wykres, gdzie na osi X zaznacza się wartości wzorcowe, a na osi Y – wskazania detektora, od których należy odjąć wynik pomiaru tła w laboratorium. Tak uzyskane punkty powinny ułożyć się na linii prostej, której równanie można uzyskać metodami regresji liniowej. Powinno się przy tym brać pod uwagę niepewności wyników pomiarów oraz wartości wzorcowych. Współczynnik nachylenia tej prostej określa względną odpowiedź detektora na promieniowanie o zakresie energetycznym odpowiadającym energii promieniowania użytych źródeł wzorcowych.

W laboratorium niskotłowym można w ten sposób zmierzyć również bieg własny przyrządu wyrażony w nSv/h. Procedura ta jest stosowana przez PTB podczas kalibracji dozymetrów w UDO, gdyż nie wymaga prowadzenia długotrwałych pomiarów w osłonie ołowianej. Używane są przy tym wzorcowe źródła ^{137}Cs , od których moc przestrzennego równoważnika dawki w punkcie pomiarowym zmienia się w zakresie ok. 10–110 nSv/h. Od otrzymanych wyników pomiarów (przeliczonych na nSv/h) odejmuje się odpowiedź detektora na promieniowanie tła w laboratorium. Ponieważ jest ono w UDO bardzo niskie, można przyjąć tę odpowiedź jako równą samej wartości tła, która jest znana i nie zmienia się w czasie. W miejscu przecięcia

z osią Y linii prostej dopasowanej do punktów pomiarowych można odczytać wartość biegu własnego.

Ostateczny wzór (1) na moc przestrzennego równoważnika dawki $\dot{H}^*(10)$ ma zatem postać równania odwrotnego do równania prostej kalibracji przy dodatkowym uwzględnieniu omówionego wcześniej biegu własnego detektora:

$$\dot{H}^*(10) = (\text{CPM} - b) / a \quad (1)$$

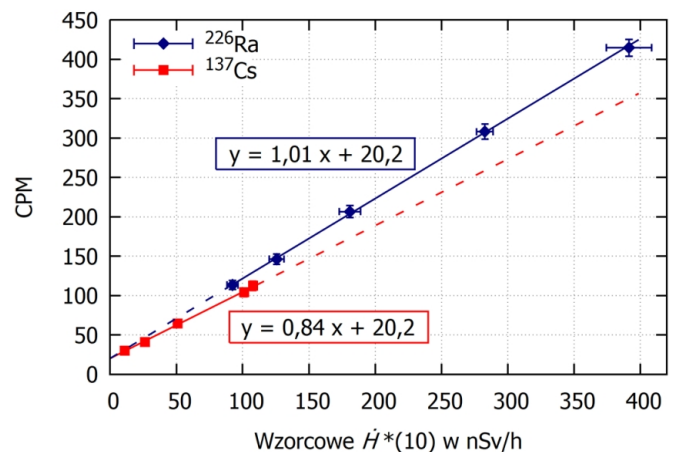
gdzie:

CPM – częstość zliczeń impulsów z detektora GM,
 a – współczynnik nachylenia prostej kalibracji dla określonej energii promieniowania,
 b – bieg własny detektora.

Podczas pomiarów w UDO wykonano kalibrację detektorów dla niskiego zakresu mocy dawki (GM1 wg rysunku 2) za pomocą źródeł ^{137}Cs i ^{226}Ra . Dzięki temu uzyskano dwa współczynniki względnej odpowiedzi detektorów na promieniowanie o różnych właściwościach:

- 1) wąski zakres energetyczny odpowiadający widmu izotopu ^{137}Cs (662 keV),
- 2) szeroki zakres energetyczny odpowiadający widmu zamkniętego źródła ^{226}Ra , który zawiera szereg izotopów pochodnych (średnia energia promieniowania wynosi ok. 1130 keV).

Różnice te są zilustrowane na rysunku 4, który pokazuje wyniki pomiarów z jednej sondy TDSG3 oraz dopasowane proste kalibracji. Szerokie widmo promieniowania ^{226}Ra bardziej przypomina widmo ziemskiego tła promieniowania naturalnego, stąd przy pomiarach środowiskowych zastosowanie współczynnika kalibracji tym izotopem jest teoretycznie bardziej uzasadnione. Potwierdza to publikacja [5], w której zebrane są zalecenia dla przyrządów dozymetrycznych stosowanych w europejskich sieciach wczesnego wykrywania skażeń promieniotwórczych. Z drugiej strony, w praktyce znacznie bardziej rozpowszechniona jest kalibracja dozymetrów źródłem ^{137}Cs . Użycie współczynnika dla tego izotopu wydaje się więc



Rys. 4. Kalibracja w UDO jednego z niskozakresowych detektorów GM wchodzących w skład sondy TDSG3 z użyciem źródeł ^{226}Ra i ^{137}Cs . Odpowiednie równania prostych podane są w kartezjańskim układzie współrzędnych.

właściwsze przy wszelkiego rodzaju porównaniach z innymi przyrządami pomiarowymi.

IV.3. Obliczanie \dot{H}^* (10) na podstawie widm z detektorów NaI(Tl)

Istnieje szereg sposobów obliczania mocy dawki na podstawie widm spektrometrycznych. Ich omówienie można znaleźć np. w publikacji [6]. Do widm z sond TDSG3 zastosowano metodę zatytułowaną w tej publikacji jako *Conversion of complete spectra without deconvolution*. Jej szczegółowe omówienie oraz przykłady zastosowań są opisane m.in. w publikacjach [7] i [8]. Ze względu na procedurę obliczeniową można ją na roboczo nazwać metodą przedziałów energetycznych. Całe widmo dzieli się bowiem na i przedziałów energii, dla których eksperymentalnie dobiera się współczynniki konwersji w_i liczby zliczeń na moc dawki. Podczas kalibracji należy zmierzyć i widm, najlepiej monoenergetycznych, które powinny po kolei zawierać piki we wszystkich przedziałach. Wartości mocy dawki od poszczególnych źródeł muszą być przy tym dobrze znane. Wektor współczynników w_i można obliczyć, rozwiązując następujące równanie macierzowe (2):

$$C \cdot W = H \quad (2)$$

gdzie:

C – macierz kwadratowa liczby zliczeń w kolejnych przedziałach energii dla poszczególnych izotopów,

W – szukany wektor współczynników w_i ,

H – wektor referencyjnych mocy dawek od poszczególnych izotopów.

Ostatnim krokiem jest przeprowadzenie interpolacji pomiędzy kolejnymi współczynnikami w_i , gdyż otrzymana w rezultacie funkcja konwersji widma na moc dawki musi być ciągła w całym widmie. W przytaczanych publikacjach zalecana jest interpolacja funkcją sklejaną (ang. *spline*) z wielomianów wyższych rzędów. Jednak do zastosowań w przypadku detektora NaI(Tl) wystarczająca okazała się interpolacja odcinkami prostymi.

Mianem obliczonych w ten sposób współczynników w_i jest nSv, jeśli liczba zliczeń w macierzy C zostanie prze-

liczona na ilość zliczeń w ciągu godziny, a moc dawki wyrażona jako nSv/h. Tak obliczone w_i można potem bez żadnych dodatkowych przekształceń wykorzystywać do obliczenia mocy dawki w nSv/h za pomocą wzoru (3):

$$\dot{H} \text{ (10)} = \sum_j w_j n_j \quad (3)$$

gdzie:

j – liczba kanałów w całym widmie,

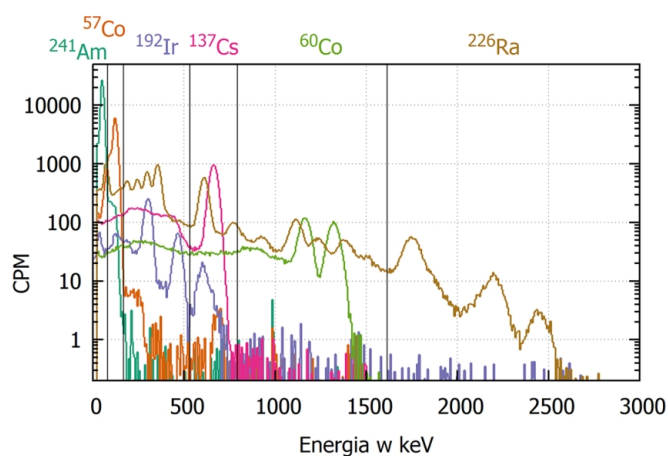
w_j – współczynnik konwersji interpolowany dla kanału j ,

n_j – liczba zliczeń w j -tym kanale widma.

W niektórych publikacjach (np. [7]) stosuje się współczynniki konwersji o innym wymiarze – nSv/keV. Są one dodatkowo podzielone przez wartość energii promieniowania.

Obliczenie opisanej funkcji konwersji dla sond TDSG3 zostało przeprowadzone na podstawie pomiarów widm 6 izotopów, z których 5 było wykonane w UDO, a 1 w laboratorium na powierzchni ziemi. W tabeli 1 zestawiono zakresy energii, położenia środków przedziałów oraz odpowiadające im izotopy, których widma są przedstawione na rysunku 5.

W celu weryfikacji uzyskanych w ten sposób współczynników konwersji wykonano obliczenia \dot{H}^* (10) na podstawie widm izotopów wzorcowych zmierzonych



Rys. 5. Widma izotopów użytych do obliczenia współczynników konwersji wraz z odpowiadającymi im przedziałami energii.

Tabela 1. Izotopy oraz odpowiadające im przedziały energii przyjęte do obliczenia współczynników konwersji widm z detektorów NaI(Tl) na \dot{H}^* (10). Widmo ^{192}Ir zostało zmierzone w laboratorium na powierzchni ziemi, pozostałych izotopów – w UDO

Izotop	Energie wykorzystywanych pików (keV)	Środek przedziału (keV)	Dolny zakres (keV)	Górny zakres (keV)
^{241}Am	59,5	45	20	80
^{57}Co	122, 136	124	80	168
^{192}Ir	296, 308, 316, 468	350	168	532
^{137}Cs	662	662	532	792
^{60}Co	1173, 1333	1253	792	1614
^{226}Ra	1764, 2204, 2448	1917	1614	3000

Tabela 2. Porównanie z wartościami wzorcowymi wyników obliczeń \dot{H}^* (10) na podstawie widm z detektorów NaI(Tl) z dwóch sond TDSG3. Pomiary wykonano w UDO; wszystkie wartości są podane w nSv/h

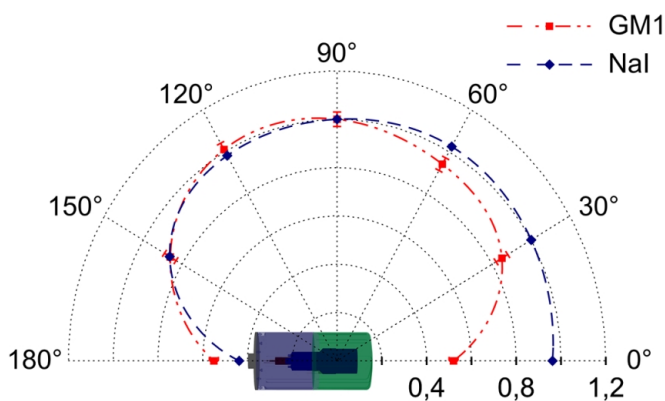
Izotop	Wartość referencyjna		TDSG3 (1)		TDSG3 (2)	
	\dot{H} (10)	niepewność	\dot{H} (10)	niepewność	\dot{H} (10)	niepewność
²⁴¹ Am	135,0	2,8 (2,0%)	131,9	2,4 (1,8%)	134,3	2,4 (1,8%)
⁵⁷ Co	39,7	0,4 (1,0%)	40,2	0,8 (2,0%)	40,1	0,7 (1,8%)
¹³⁷ Cs	107,8	1,0 (1,0%)	108,4	8,0 (7,4%)	109,3	7,1 (6,5%)
⁶⁰ Co	85,6	0,6 (0,8%)	85,8	2,7 (3,2%)	86,1	2,4 (2,8%)
²²⁶ Ra	282,8	3,1 (1,1%)	277,3	19,5 (7,0%)	279,2	17,5 (6,3%)

przez detektory NaI(Tl) w obu sondach TDSG3. Przedstawione w tabeli 2 wyniki pokazują bardzo dobrą zgodność obliczonej mocy dawki z wartościami referencyjnymi.

IV.4. Charakterystyka kąтова sondy TDSG3

W dozymetrii środowiskowej niezbędne jest zbadanie zależności odpowiedzi detektora od kierunku padania promieniowania, czyli wyznaczenie jego charakterystyki kątovej. Jest ona jednym ze źródeł niepewności ostatecznych wyników pomiarów w warunkach środowiskowych, gdzie udział promieniowania rozproszonego, a tym samym padającego pod różnymi kątami na detektor, jest znaczący.

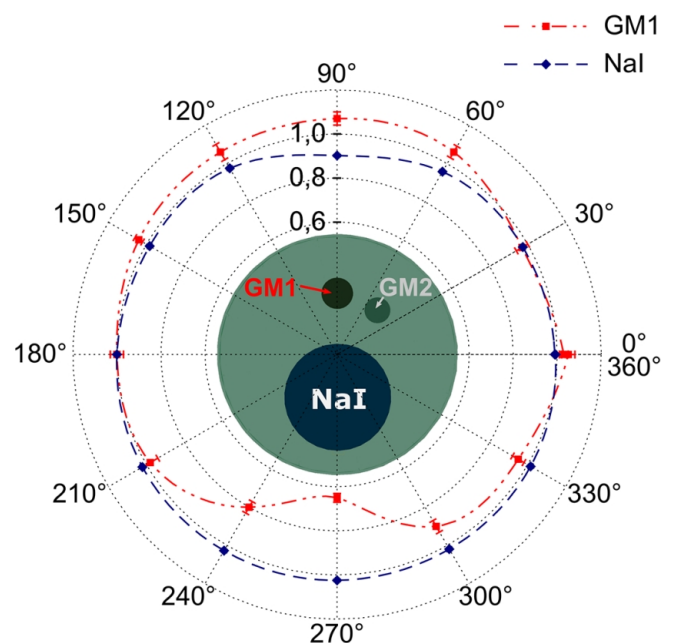
Charakterystyki kątovej detektorów GM1 i NaI(Tl) wchodzących w skład sondy TDSG3 zostały wyznaczone na podstawie pomiarów zamkniętego źródła ²²⁶Ra wykonanych w laboratorium podziemnym UDO. Źródło to zostało wybrane ze względu na szerokie widmo energii promieniowania, imitujące promieniowanie naturalne. Przed naświetleniami zmierzono tło w laboratorium, które zostało później odjęte od wyników pomiarów. Podczas naświetlania sonda była obracana w dwóch płaszczyznach, za każdym razem o 30° – w płaszczyźnie poziomej od 0° do 360° i pionowej od 0° do 180°. W każdym położeniu środek wiązki promieniowania był skierowany na środek czynnika sondy (czyli środek przekroju kołowego, patrząc z góry i punkt leżący 105 mm poniżej górnej krawędzi, patrząc



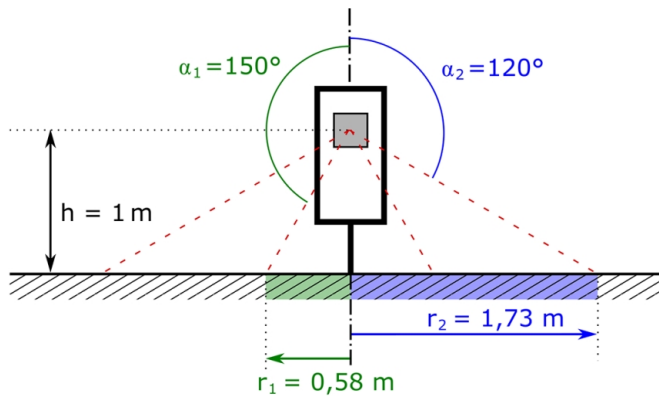
Rys. 6. Charakterystyka kątovej detektorów GM1 i NaI (znormalizowana do kąta 90°) w płaszczyźnie pionowej sondy TDSG3.

z boku), dzięki czemu oba detektory były równomiernie naświetlane. Wyniki zostały przedstawione na rysunkach 6 i 7, na których w odpowiednich przekrojach pokazano także detektory wchodzące w skład sondy.

Z przedstawionych wykresów wynika, że kierunek padania promieniowania ma znacznie większy wpływ na detektor GM niż na NaI. Wynika to z dużej tłumienności materiału scyntylatora o znacznych rozmiarach, który znajduje się w pobliżu detektora GM. Dla detektora NaI wpływ kierunku padania promieniowania w płaszczyźnie poziomej jest niewielki, natomiast w płaszczyźnie pionowej staje się istotny dopiero dla kątów 150° i większych. Oznacza to w praktyce, że przy ustawieniu detektora NaI na wysokości 1 m nad powierzchnią gruntu istotnie zaniżony jest jedynie wpływ promieniowania dochodzącego z powierzchni o promieniu 58 cm pod detektorem, natomiast dla promienia powyżej 173 cm charakterystyka kątovej nie wnosi już żadnych znaczących poprawek (patrz rys. 8).



Rys. 7. Charakterystyka kątovej detektorów GM1 i NaI (znormalizowana do kąta 180°) w płaszczyźnie poziomej sondy TDSG3. Oznaczenia detektorów jak na rysunku 2.



Rys. 8. Obliczenie promienia obszaru gruntu, z którego promieniowanie jest istotnie zaniżone przez detektor NaI: $r = h \cdot \operatorname{tg}(180^\circ - \alpha)$.

Podsumowanie

Konstrukcja nowych stacji TDPMS3 zapewnia ich znakomite przystosowanie do długotrwałego, zautomatyzowanego działania w sieci wczesnego wykrywania skażeń promieniotwórczych w zmiennych warunkach środowiskowych. Dzięki przeprowadzonej pełnej charakterystyce sond spektro-dozymetrycznych TDSG3 w laboratorium niskotłowym UDO możliwe jest uzyskanie dokładnych wyników pomiarów mocy przestrzennego równoważnika dawki na poziomie tła naturalnego oraz precyzyjne wykrywanie nawet niewielkich odchyłań.

W następnym części zostaną opisane pomiary laboratoryjne przeprowadzone w wysokich polach promieniowania oraz omówiona będzie analiza wyników długotrwałych pomiarów w warunkach środowiskowych.

Notka o autorach

Mgr Rafał Dąbrowski – główny specjalista w Wydziale Monitoringu i Prognozowania, Centrum ds. Zdarzeń Radiacyjnych Państwowej Agencji Atomistyki.

Mgr inż. Tomasz Dudek – producent izotopowej aparatury pomiarowej i oprogramowania do monitoringu radiacyjnego środowiska i laboratoriów oraz pomiarów przemysłowych.

Literatura

1. Ustawa z dnia 29 listopada 2000 r. – Prawo atomowe (*Dz. U. z 2018 r. poz. 792*), art. 73.
2. S. Neumaier, H. Dombrowski, *EURADOS intercomparisons and the harmonisation of environmental radiation monitoring*, *Radiat. Prot. Dosim.* 160 (4) (2014), 297–305.
3. H. Dombrowski, S. Neumaier, *Traceability of the PTB low-dose rate photon calibration facility*, *Radiat. Prot. Dosim.* 140 (3) (2010), 223–233.
4. *European Radiological Data Exchange Platform (EURDEP)*, strona internetowa: <https://remap.jrc.ec.europa.eu/Consent/GammaDoseRates.aspx>
5. H. Dombrowski et al., *Recommendations to harmonize European early warning dosimetry network systems*, *JINST* 12 P12024, <https://doi.org/10.1088/1748-0221/12/12/P12024>
6. H. Dombrowski, *Area dose rate values derived from NaI or LaBr3 spectra*, *Radiat. Prot. Dosim.* 160 (4) (2014), 269–276.
7. P. Kessler, B. Behnke, H. Dombrowski, S. Neumaier, *Characterization of detector-systems based on CeBr3, LaBr3, SrI2 and CdZnTe for the use as dosimeters*, *Radiat. Phys. Chem.* 140 (2017) 309–313, <https://doi.org/10.1016/j.radphyschem.2016.12.015>
8. P. Kessler et al., *Novel spectrometers for environmental dose rate monitoring*, *J. Environ. Radioact.* 187 (2018) 115–121, <https://doi.org/10.1016/j.jenvrad.2018.01.020>

Reagowanie na zdarzenia radiacyjne – interwencje Ekipy Dozymetrycznej Prezesa PAA

Dawid Frencl
Państwowa Agencja Atomistyki

Wprowadzenie

Zgodnie z art. 76 ustawy z dnia 29 listopada 2000 roku Prawo atomowe (Dz. U. z 2018 r., poz. 792) Prezes Państwowej Agencji Atomistyki (PAA) przyjmuje informacje o zdarzeniach radiacyjnych na terenie kraju, a w razie potrzeby udziela, opierając się na uzyskanych informacjach, bezzwłocznej pomocy w ocenie wielkości powstałego zagrożenia radiacyjnego oraz doradza w zakresie likwidacji zagrożenia i usuwania skutków zdarzenia. Ponadto zgodnie z art. 86c ustawy Prezes Agencji w sytuacji zdarzenia radiacyjnego prowadzi działania mające na celu identyfikację

materiałów jądrowych, źródeł, odpadów i innych substancji promieniotwórczych będących przedmiotem nielegalnego obrotu lub nieznanego pochodzenia. W celu spełnienia tego zapisu niezbędna staje się możliwość prowadzenia działań obejmujących wykonanie pomiarów i ocenę zagrożenia na miejscu zdarzenia radiacyjnego przez odpowiednio wykwalifikowany personel.

Ze względu na zasięg skutków zdarzeń radiacyjnych wyróżnia się 3 rodzaje tych zdarzeń, omówione w tabeli 1.

Po zaistnieniu zdarzenia radiacyjnego może się zdarzyć, że miejscowe służby potrzebują wsparcia w identyfikacji zagrożenia. W tym celu została utworzona Ekipa

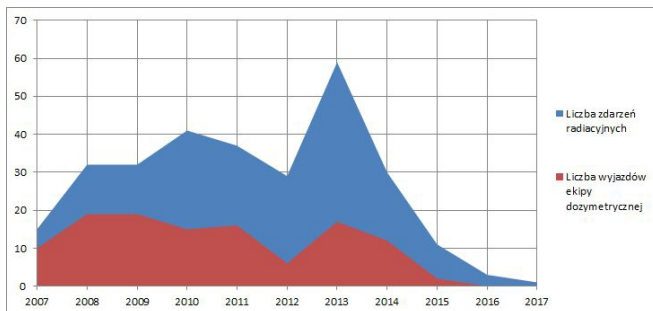
Tabela 1. Rodzaje zdarzeń radiacyjnych (opracowanie własne)

Rodzaj zdarzenia radiacyjnego	Zasięg	Odpowiedzialność
Powodujące zagrożenie jednostki organizacyjnej	zdarzenie radiacyjne, które powstało na terenie jednostki organizacyjnej posiadającej stosowne zezwolenie Prezesa Państwowej Agencji Atomistyki, a zasięg jego skutków nie przekracza granic jej terenu	akcją likwidacji zagrożenia i usuwania skutków zdarzenia kieruje kierownik jednostki, na której terenie nastąpiło zdarzenie
Powodujące zagrożenie publiczne o zasięgu wojewódzkim	zdarzenie radiacyjne, które powstało na terenie jednostki organizacyjnej albo poza nią w czasie prowadzenia prac w terenie lub w czasie transportu materiałów jądrowych, źródeł promieniowania jonizującego, odpadów promieniotwórczych i wypalonego paliwa jądrowego, a zasięg jego skutków nie przekracza obszaru jednego województwa	akcją likwidacji zagrożenia i usuwania skutków zdarzenia kieruje wojewoda we współpracy z państwowym wojewódzkim inspektorem sanitarnym, z zastrzeżeniem, że: jeżeli zdarzenie radiacyjne miało miejsce podczas transportu, akcją likwidacji zagrożenia i usuwania skutków zdarzenia kieruje osoba odpowiedzialna za bezpieczeństwo przesyłki w czasie transportu w porozumieniu z wojewodą właściwym dla miejsca zdarzenia działającym we współpracy z państwowym wojewódzkim inspektorem sanitarnym
Powodujące zagrożenie publiczne o zasięgu krajowym	zdarzenie radiacyjne analogiczne do zdarzenia powodującego zagrożenie publiczne o zasięgu wojewódzkim, z tą różnicą, że zasięg jego skutków przekracza lub może przekroczyć obszar jednego województwa, a także każde zdarzenie radiacyjne zaistniałe na terenie kraju lub poza jego granicami, którego zasięg skutków przekracza granice RP	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

Dozymetryczna Prezesa PAA. Jej działalność jest regulowana przez umowę zawieraną pomiędzy przedstawicielem Państwowej Agencji Atomistyki a przedstawicielem zewnętrznej instytucji, posiadającej stosowne kompetencje, personel oraz sprzęt umożliwiający wykonywanie pomiarów dozymetrycznych i spektrometrycznych. Szczegółowe zadania oraz obowiązki Ekipy Dozymetrycznej precyzuje umowa. Do końca kwietnia 2018 roku zadania Ekipy Dozymetrycznej Prezesa PAA wykonywał odpowiednio dobrany personel Zakładu Unieszkodliwiania Odpadów Promieniotwórczych w Świerku. W ciągu ostatnich 10 lat jako zdarzenia radiacyjne sklasyfikowano 290 incydentów. Ich liczbę oraz liczbę wyjazdów ekipy w poszczególnych latach zawarto w tabeli 2.

Należy mieć na uwadze, że żadne z zarejestrowanych zdarzeń radiacyjnych na przestrzeni ostatnich 10 lat na terenie Polski nie spowodowało zagrożenia dla ludności oraz środowiska naturalnego.

Obserwowany spadek liczby zdarzeń radiacyjnych od 2015 roku ma związek ze zmianą podejścia wewnątrz Centrum ds. Zdarzeń Radiacyjnych w kwestii klasyfikacji incydentów jako zdarzenia radiacyjne. Od 3 lat zdarzeniem radiacyjnym nie jest już wykrycie materiałów higienicznych zużytych przez osoby po terapii bądź diagnostyce z użyciem radiofarmaceutyków, wykrycie w partii złomu substancji promieniotwórczych oraz wykrycie przez Straż Graniczną przedmiotów z elementami malowanymi farbą radową (np. zegarki, kompas, busole). Wymienione wyżej grupy zdarzeń były najliczniejsze.



Rys. 1. Zestawienie liczby zdarzeń radiacyjnych zarejestrowanych w latach 2007–2017 wraz z liczbą wyjazdów Ekipy Dozymetrycznej Prezesa PAA na miejsca zdarzeń radiacyjnych (opracowanie własne).

Tabela 2. Liczba zdarzeń radiacyjnych i wyjazdów Ekipy Dozymetrycznej Prezesa PAA w latach 2007–2017 (opracowanie własne)

Rok	2007	2008	2009	2010	2011	2012	2013	2014	2015	2016	2017
Liczba zdarzeń radiacyjnych	15	32	32	41	37	29	59	30	11	3	1
Liczba wyjazdów ekipy dozymetrycznej	10	19	19	15	16	6	17	12	2	0 ¹	0 ¹

¹ Nie zaistniała potrzeba wyjazdu Ekipy Dozymetrycznej Prezesa PAA na miejsce zdarzenia radiacyjnego, natomiast była ona wysyłana w celu wsparcia działań miejscowych służb podczas zdarzeń nie będących zdarzeniami radiacyjnymi w rozumieniu zapisów ustawy Prawo atomowe.

W dalszej części artykułu przedstawione zostaną najbardziej interesujące przykłady zdarzeń radiacyjnych w ciągu ostatnich 10 lat.

Przeгляд zdarzeń radiacyjnych

Rok 2007

Zdarzenie ZR-1/2007

W dniu 29.01.2007 roku na terenie jednej z hut doszło do zadziałania bramki radiometrycznej. W kontenerze ze złomem znaleziono dużą ilość rur o podwyższonej aktywności, które, w jak ustalono, wcześniej tworzyły system wentylacji na terenie hali produkcyjnej. Stopień skażenia wyniósł: 80–120 zliczeń na minutę (cpm) przy tle 20 zliczeń na minutę. Przeprowadzono wstępną analizę spektrometryczną i w jej wyniku zidentyfikowano obecność izotopu cezu Cs-137. Na miejsce została wysłana Ekipa Dozymetryczna Prezesa PAA w celu wykonania pomiarów dozymetrycznych i spektrometrycznych (weryfikacji przeprowadzonej już analizy spektrometrycznej). Ponadto wyizolowała i zabezpieczyła elementy o podwyższonej aktywności. Jeden element został przewieziony do laboratorium w celu dokonania dokładnych badań na sprzęcie stacjonarnym.

Złom został przetransportowany do Zakładu Unieszkodliwiania Odpadów Promieniotwórczych, na koszt huty, na której terenie został on wykryty. W tym czasie ustalono, skąd pochodziły skażone rury. Decyzją Prezesa PAA w celu wykrycia ewentualnych skażeń na terenie hali produkcyjnej przedsiębiorstwa, z której one pochodziły, skierowano Ekipe Dozymetryczną.

Pomiary przeprowadzono na terenie dwóch hal należących do tego przedsiębiorstwa. Po dokonaniu pomiarów stwierdzono, że na terenie pierwszej hali, w której nie demontowano instalacji wentylacyjnej, brak jest skażeń promieniotwórczych. Obmiar spektrometryczny instalacji wentylacyjnej wykazał jedynie obecność naturalnie występującego izotopu potasu K-40. Natomiast pomiary w drugiej hali, z której pochodziła skażona instalacja wentylacyjna, wykazały niewielkie skażenia w odległości 10–15 cm od ścian, do których przytwierdzona była instalacja wentylacyjna. Kierownictwo firmy zaproponowało, aby pod nadzorem ekipy ZUOP usunąć pył i gruz z podłogi, wykorzysta-

tując specjalny odkurzacz przemysłowy. Prezes PAA wydał zgodę na przeprowadzenie takiej operacji. Łącznie zgromadzono ok. 100 kg pyłu i gruzu, który został zabrany przez ekipę ZUOP. Uzyskano również informację, że instalacja wentylacyjna, która po zełomowaniu trafiła do huty, nie była używana przez ok. 10 lat. Na podstawie zebranych informacji nie stwierdzono, by to zdarzenie mogło stanowić zagrożenie dla społeczeństwa. Elementy przetransportowane do ZUOP zostały unieszkodliwione.

Zdarzenie ZR-10/2007

Pod koniec czerwca 2007 roku na terenie jednego z przejść granicznych między Rzeczpospolitą Polską a Republiką Federalną Niemiec wykryto obecność skażeń promieniotwórczych w jednym z wagonów osobowych w pociągu relacji Warszawa-Berlin-Warszawa. Na podstawie przeprowadzonych pomiarów dozymetrycznych ustalono, że w okolicach toalety i pod wagonem moc dawki promieniowania jonizującego wynosiła od 1,60 mSv/h do 1,83 mSv/h. Decyzją Prezesa PAA wysłano Ekipę Dozymetryczną do przeprowadzenia pomiarów radiometrycznych i spektrometrycznych w wagonie.

W wyniku pomiarów stwierdzono skażenia izotopem jodu I-131² na powierzchni podłogi w całym wagonie. Na podstawie raportu Ekipy Dozymetrycznej PPAA podjęto decyzję o czasowym wyłączeniu wagonu z eksploatacji na okres jednego miesiąca. Po upływie tego czasu przeprowadzono ponowne pomiary. Czas połowicznego zaniku izotopu jodu I-131 wynosi około 8 dni, a zatem ponowne pomiary zaplanowano po ok. 4 okresach połowicznego zaniku, kiedy w porównaniu z wcześniejszymi pomiarami aktywność substancji promieniotwórczej spadnie do wartości ok. 6,25% aktywności początkowej. Wykonane powtórnie pomiary nie wykazały żadnych skażeń promieniotwórczych w przedziałach, przejściu i jednej z toalet. W drugiej toalecie, miejscowo (przy kratce ściekowej) pomiar wyniósł 280 cps (tło: 6 cps). Ze względu na śladowe ilości izotopu i trudno dostępne (dla pozostałych pasażerów) miejsce jego występowania, wagon dopuszczono do ruchu. Należy tutaj podkreślić, że po upływie ok. 8 tygodni doszło do całkowitego wygaszenia promieniotwórczego izotopu. Skażenie mogło powstać z przyczyny pasażera owego wagonu, będącego po terapii z użyciem I-131, który nie zastosował się do zaleceń lekarskich. Zdarzenie to nie spowodowało zagrożenia dla osób postronnych, ale wykrycie skażenia na granicy uniemożliwiło dalszy bieg wagonu.

Rok 2008

Zdarzenie ZR-1/2008

Na początku stycznia 2008 roku na terenie hali odlewniczej nieczynnego od 1,5 roku przedsiębiorstwa, znajdującego

się w upadłości, doszło do wykrycia faktu zaginięcia źródeł promieniotwórczych. Kontroli źródeł promieniotwórczych dokonywał inspektor ochrony radiologicznej (IOR) i podczas niej stwierdził ubytek części z 67 przechowywanych źródeł. Były to źródła izotopu kobaltu Co-60 (czas połowicznego rozpadu to 5,3 lat) z lat 70. ubiegłego wieku o dużej aktywności (prawdopodobnie 20–200 Ci), przechowywane w pojemnikach osłonowych na półkach, 22 z nich w cylindrycznych kanałach w podeście stanowiącym element instalacji technologicznej, na terenie hali produkcyjnej. Wykryto także, że klapy do tych kanałów były powyrwane. Wewnątrz kanałów znaleziono między innymi źródła pozbawione pojemników osłonowych. Podczas przeprowadzania pomiarów sprzętem dozymetrycznym będącym w dyspozycji IOR wpuszczono sondę od urządzenia do kanału. Nie dało się wykonać rzetelnego pomiaru, gdyż moc dawki promieniowania jonizującego była w tamtej chwili wyższa aniżeli zakres pomiarowy urządzenia. Ubytek ten związany był z kradzieżą pojemników osłonowych, gdyż te wykonane są z ołowiu, który może stanowić atrakcyjne źródło zarobku ze sprzedaży złomu. Zdarzenie zgłoszono policji i prokuratorowi oraz syndykowi masy upadłościowej.

Na miejsce zdarzenia została wysłana Ekipa Dozymetryczna PPAA w celu dokonania oględzin miejsca, pomiarów i wymazów oraz sporządzenia dokładnego raportu zdarzenia.

Okazało się, że źródła pozbawione pojemników (z których wytopiony został ołów) leżały na terenie hali w pionowych rurach znajdujących się w podłodze. Stwierdzono ubytek 5 z 22 pojemników, przy czym 1 odnalazł się w innym miejscu hali. Czterech pozostałych nie odnaleziono. Kopia raportu Ekipy Dozymetrycznej PPAA została przekazana do właściwego miejscowo Wojewódzkiego Centrum Zarządzania Kryzysowego (WCZK). Firmie będącej w upadłości zalecono unieszkodliwienie, w miarę posiadanych środków, źródeł promieniotwórczych pozbawionych pojemników osłonowych, stworzenie i wdrożenie programu likwidacji, pomiarów szczelności i programu szkoleń. Toczące się śledztwo zostało umorzone przez prokuraturę rejonową, sprawców nie wykryto, a pojemników nie odnaleziono.

Zdarzenie ZR-5/2008

W dniu 30.01.2008 roku dyżurny CEZAR PAA otrzymał telefon od dyżurnego operacyjnego Wojewódzkiego Stanowiska Koordynacji Ratownictwa z pytaniem o zagrożenie pracowników odpadami importowanymi z zagranicy (z Włoch) i przeznaczonymi do utylizacji. Odpady te stanowiły głównie szlam z przeróbki ropy naftowej znajdujący się w metalowych beczkach i pojemnikach plastikowych. Całkowita ilość odpadów wynosiła ok. 90 ton. Poziom zmierzonej mocy dawki promieniowania jonizującego na

² Radiofarmaceutyk zawierający promieniotwórczy izotop jodu I-131 jest stosowany do terapii pacjentów ze schorzeniami nowotworowymi tarczycy.

powierzchni beczki wynosił 0,1–0,5 Sv/h. Dyżurny CEZAR poinformował, iż zmierzony poziom nie stanowi zagrożenia dla osób obsługujących odpady. W toku dalszej rozmowy okazało się jednak, iż sprawa nie jest jednoznaczna, ponieważ odpady przeznaczone były do spalania. Okazało się również, iż w sprawę już wcześniej zaangażowane zostało właściwe miejscowo WCZK oraz Państwowa Straż Pożarna. Pomimo oceny, iż obsługa pojemników z odpadami nie stanowi zagrożenia dla pracowników, wątpliwości budziły skutki radiologiczne proponowanej technologii utylizacji. W końcowym produkcie, czyli w popiele, stężenie izotopów promieniotwórczych mogło spowodować konieczność ich zakwalifikowania jako odpady promieniotwórcze. Na miejsce została wysłana Ekipa Dozymetryczna PAA.

Największa moc dawki zmierzona podczas wykonywania pomiarów dozymetrycznych przez ekipę dozymetryczną wyniosła 0,6 Sv/h. Na podstawie badań spektrometrycznych stwierdzono obecność izotopu radu Ra-226. Ponadto przeprowadzone pomiary umożliwiły ustalenie, że izotop ten osadza się na dnie beczki, w której przechowywany jest szlam.

W dniu 08.02.2008 roku otrzymano faksem raport ZUOP-u dotyczący pomiarów spektrometrycznych pobranych próbek importowanych odpadów. Na podstawie pomiarów stwierdzono obecność Ra-226, w jednej próbce zawartość wynosiła 1,3 kBq/kg. Na podstawie zebranych wyników badań laboratoryjnych stwierdzono, że odpady te nie kwalifikują się jako odpady promieniotwórcze z zastrzeżeniem, iż podczas ich utylizacji (czyli spalania) może dojść do zmniejszenia masy odpadów, co spowoduje zwiększenie stężenia izotopu Ra-226. Materiał powstały w ten sposób mógłby być uznany za odpad promieniotwórczy. Mając to na uwadze, stwierdzono, że na przeprowadzenie utylizacji tego typu odpadów przedsiębiorstwo powinno wystąpić do Prezesa PAA z wnioskiem o wydanie zezwolenia na działalność związaną z narażeniem na promieniowanie jonizujące. Bez otrzymania zezwolenia niemożliwe będzie prowadzenie utylizacji tych odpadów, natomiast odpady znajdujące się w beczkach i nie kwalifikowane jako odpady promieniotwórcze mogą być składowane w Polsce po spełnieniu wszelkich wymogów w zakresie gospodarki odpadami, zgodnie z obowiązującym prawem.

Rok 2009

Zdarzenie 7/2009

Na terenie jednego z portów lotniczych podczas kontroli granicznej zatrzymano pasażera narodowości tureckiej wracającego do Istambułu – w jego bagażu znaleziono skażoną odzież (pomiar przy powierzchni 0,50 Sv/h). Pasażer nie był skażony. Był on w Polsce przez tydzień gościem przedsiębiorstwa wytwarzającego m.in. źródła promieniotwórcze, gdzie przy wejściu na teren kontrolowany wykryto u niego skażenie dłoni. Skażenie dało się

łatwo usunąć przez umycie ręki. Pasażer nie miał kontaktu ze źródłami promieniotwórczymi. Prawdopodobnie skażenie nastąpiło przed przylotem do Polski, gdyż pasażer tydzień wcześniej przebywał w jednym z tureckich obiektów jądrowych (prawdopodobnie reaktor badawczy).

Zdecydowano o zatrzymaniu bagażu i dokładniejszym jego przebadaniu przez Ekipę Dozymetryczną PAA. W toku przeprowadzanych pomiarów wykryto skażenie izotopem I-131 części rzeczy osobistych z bagażu oraz niewielkie skażenie ubrania pasażera i jego włosów. Ponadto w tarczycy pacjenta zmierzono 3-krotne przekroczenie tła. Sądząc po obecności jodu w tarczycy, skażenie musiało nastąpić ok. 3 dni wcześniej – w czasie, kiedy pasażer przebywał na terenie wizytowanego przedsiębiorstwa.

Pasażer został poddany dekontaminacji – przebrano go w nieskażone ubranie oraz umyto włosy. Skażone rzeczy zostały zabezpieczone i zabrane przez ekipę ZUOP. Pasażer został zwolniony, oddano mu nieskażoną część bagażu.

Zdarzenie 27/2009

W dniu 16.11.2009 roku Centrum do spraw Zdarzeń Radiacyjnych otrzymało informację dotyczącą katastrofy lotniczej śmigłowca PZL-KANIA w dniu 31.10.2009 roku wraz z prośbą o przebadanie szczątków wraku śmigłowca oraz przekazanie do unieszkodliwienia elementów zainstalowanego w nim radioizotopowego sygnalizatora oblodzenia. Otrzymano również informacje co do miejsca, w którym znajdowały się szczątki śmigłowca. CEZAR PAA polecił Ekipie Dozymetrycznej Prezesa PAA wyjazd oraz wyselekcjonowanie i odbiór elementu radioizotopowego sygnalizatora oblodzenia.

W dniu 19.11.2009 roku CEZAR PAA otrzymało raport z wyjazdu Ekipy Dozymetrycznej oraz protokół odbioru elementu radioizotopowego sygnalizatora oblodzenia przez ZUOP.



Rys. 2. Radioizotopowy sygnalizator oblodzenia montowany w śmigłowcach [1].

Rok 2010

Zdarzenie 37/2010

W dniu 10.11.2010 roku odkryto w garażu należącym do jednego z laboratoriów źródło Co-60 znajdujące się w sta-

rym defektoskopie typu ŻURAW, z lat 60. ubiegłego wieku. Źródło prawdopodobnie przesunęło się podczas transportu urządzenia z innego pomieszczenia do garażu. W transporcie brało udział 3 pracowników administracyjnych. W wyniku przeprowadzonych pomiarów dozymetrycznych otrzymano następujące wyniki mocy dawki promieniowania jonizującego:

- na drzwiach garażu 460 Sv/h,
- w odległości 1 m od drzwi garażu 100 Sv/h,
- na powierzchni urządzenia 130 Sv/h,
- u wylotu szyby urządzenia 290 Sv/h.

Wyznaczono strefę awaryjną, zabezpieczono ją workami z piaskiem i ołowiem (moc dawki na drzwiach garażu spadła do 20 Sv/h) i przesłano do ZUOP zamówienie na odbiór i unieszkodliwienie. ZUOP potwierdził odbiór i ustalił wstępnie termin po 14.11.2010 roku.

W dniu 18.01.2011 roku Ekipa ZUOP usunęła zacięcie źródła i odebrała defektoskop jako odpad promieniotwórczy.

Rok 2011

ZR-34/2011

Podczas pieszego przekraczania granicy z Ukrainy do Polski zadziałała bramka radiometryczna. Po szczegółowym pomiarze zidentyfikowano zegar 7-dniowy lotniczy z ok. 1939 roku, z elementami malowanymi farbą radową. Wartości mocy dawki promieniowania jonizującego 3,5 Sv/h (pomiar z odległości 10 cm), co dało ok. 22 razy przekroczone tło. Przedmiot został zabezpieczony do czasu odebrania go z placówki Straży Granicznej przez ZUOP. Poinformowano SG oraz ZUOP o zaleceniu dalszego postępowania, iż przedmiot ma zostać odebrany przez ZUOP.

Rok 2012

ZR-27/2012

W dniu 02.10.2012 roku na jednym z przejść granicznych doszło do wykrycia podwyższonej mocy dawki w przesyłce zawierającej trzy minerały (wykonano prześwietlenie aparatem rentgenowskim). Na miejsce wysłano Ekipę Dozy-



Rys. 3. Zatrzymane minerały (fot. Ekipa Dozymetryczna PPAA).

metryczną PPAA w celu wykonania pomiarów i zabezpieczenia materiałów. Ekipa dokonała pomiarów (przy jednym mineralu moc dawki zawierała się w przedziale 65–100 Sv/h, pozostałe dwa minerały nie wykazywały podwyższonej aktywności promieniotwórczej) i zabezpieczyła minerały w ZUOP. Poinformowano nadawcę przesyłki o sprawie. Dwa minerały (nie wykazujące podwyższonej aktywności promieniotwórczej) zostały odebrane przez właściciela z ZUOP.

Rok 2013

ZR-1/2013

Do zadziałania bramki dozymetrycznej doszło na terenie jednego z lotniczych przejść granicznych. Dokonano sprawdzenia, co jest powodem wzbudzenia bramek. Straż Graniczna ustaliła, że przedmiotem wykazującym podwyższony poziom mocy dawki promieniowania jonizującego jest niewielka, ok. 340 g, paczka grzybów. Po dokładniejszych pomiarach spektrometrycznych ustalono, że grzyby wykazują obecność izotopu cezu Cs-137. W trakcie czynności wyjaśniających Straż Graniczna uzyskała informacje, że grzyby te pochodzą z obszarów skażonych po katastrofie w elektrowni jądrowej w Czarnobylu w 1986 roku. Co więcej, grzyby te nie miały jakiegokolwiek certyfikatu wydanego przez właściwą władzę. Grzyby zostały zatrzymane i zabezpieczone, a na miejsce została wysłana Ekipa Dozymetryczna PPAA, która przeprowadziła pomiary dozymetryczne, a także oszacowała stężenie promieniotwórcze, które wyniosło 50 kBq/kg. Grzyby zostały przekazane do ZUOP jako odpad promieniotwórczy. Podczas reagowania na to zdarzenie radiacyjne Centrum ds. Zdarzeń Radiacyjnych informowało Głównego Inspektora Sanitarnego, właściwe miejscowo Wojewódzkie Centrum Zarządzania Kryzysowego oraz Państwowego Wojewódzkiego Inspektora Sanitarnego. Stosowna informacja została wysłana do właściwej władzy państwa, z którego pochodziła osoba przewożąca grzyby.



Rys. 4. Grzyby skażone izotopem Cs-137 (fot. Ekipa Dozymetryczna PPAA).

ZR- 9/2013

Na terenie jednej z uczelni technicznych znaleziono źródło promieniotwórcze izotopu niklu Ni-63. Zostało ono zabezpieczone w magazynie znajdującym się na terenie uczelni przez inspektora ochrony radiologicznej. Niemożliwe okazało się przeprowadzenie pomiarów dozymetrycznych na miejscu przez IOR. Po otrzymaniu informacji o zdarzeniu oraz podjętych działaniach CEZAR PAA skierowało prośbę do właściwego miejscowo Wojewódzkiego Centrum Zarządzania Kryzysowego o wysłanie na miejsce ekipy, która będzie mogła dokonać odpowiednich pomiarów. WCZK przekazało prośbę do Państwowej Straży Pożarnej i Wojewódzkiej Stacji Sanitarno-Epidemiologicznej. Na miejsce wysłana została ekipa z WSSE, która wykonała pomiary dozymetryczne z użyciem posiadanego sprzętu.

Ze względu na specyfikę rozpadu izotopu niklu oraz emitowaną energię podczas rozpadu okazało się, że wyniki mogą być niemiarodajne z powodu różnic między emitowaną energią podczas rozpadu (ok. 60 keV) a progiem detekcji użytego sprzętu dozymetrycznego (od 100 keV). W związku z tym zlecono Ekipie Dozymetrycznej Prezesa PAA wyjazd na miejsce zdarzenia i dokonanie pomiarów sprzętem umożliwiającym przeprowadzenie pomiarów w odpowiednim przedziale energetycznym oraz ewentualne zabranie źródła do unieszkodliwienia. Na podstawie dodatkowych pomiarów przeprowadzonych przez Ekipę Dozymetryczną oszacowano aktywność źródła na poziomie 160 64 kBq. Źródło zostało przekazane do unieszkodliwienia.

ZR-40/2013

Podczas rutynowej kontroli bagażu, na terenie lotniczego przejścia granicznego, doszło do zadziałania bramki dozymetrycznej. Po zweryfikowaniu alarmu na bramce dozymetrycznej funkcjonariusze Straży Granicznej zlokalizowali bagaż, który wzbudził bramkę dozymetryczną i zidentyfikowali jego właściciela. Po sprawdzeniu zawartości bagażu i przeprowadzeniu pomiarów dozymetrycznych i spektrometrycznych ustalono, że przedmiotem odpowiedzialnym za wzbudzenie bramki dozymetrycznej są dwa buty damskie, z różnych par. Zidentyfikowano obecność izotopu Co-60 w metalowych częściach ozdobnych. Zanie-



Rys. 5. Jeden z butów zawierający elementy skażone izotopem kobaltu (fot. Ekipa Dozymetryczna PPAA).



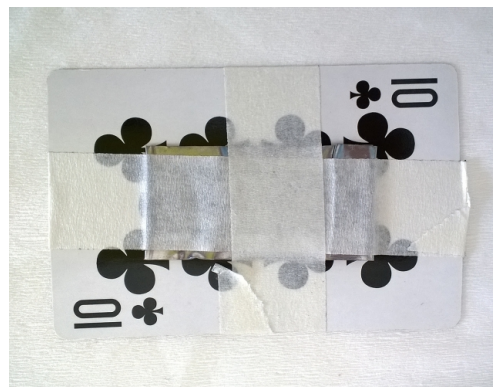
Rys. 6. Drugi z butów zawierający elementy skażone izotopem kobaltu (fot. Ekipa Dozymetryczna PPAA).

czyszczenie stopów metali przetopionymi źródłami promieniotwórczymi następuje wówczas, gdy dany punkt przetopu metali nie ma zainstalowanych bramek dozymetrycznych i np. zużyte źródło promieniotwórcze nie zostaje wykryte na wjeździe tejże partii złomu na teren huty. Takie sytuacje występują np. w krajach rozwijających się, gdzie na wjeździe do hut nie ma zainstalowanych bramek dozymetrycznych. Po wykonaniu pomiarów spektrometrycznych zidentyfikowano obecność izotopu kobaltu Co-60. Decyzją Dyrektora CEZAR przedmiot został odebrany przez ZUOP.

Rok 2014

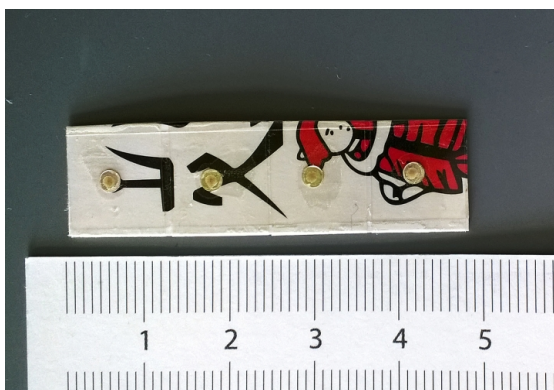
ZR-15/2014

Podczas rutynowej kontroli bagażu, na terenie lotniczego przejścia granicznego, doszło do zadziałania bramki dozymetrycznej. Szczegółowa kontrola zakwestionowanego bagażu umożliwiła ujawnienie kartonu papierosów wykazujących podwyższoną moc dawki promieniowania jonizującego na poziomie ok. 100 Sv/h. Funkcjonariusze Straży Granicznej przeprowadzili pomiary spektrometryczne i zidentyfikowali obecność izotopu jodu I-125 (czas połowicznego rozpadu ok. 59,5 dnia). Dyżurny CEZAR zalecił zatrzymanie podejrzanych przedmiotów (karton papierosów i przyklejona do niego karta do gry „10-ka trefl”



Rys. 7. Karta do gry z przymocowanym za pomocą taśmy elementem owiniętym folią aluminiową wykazującym podwyższoną moc dawki (fot. Ekipa Dozymetryczna PPAA).

z przymocowanym za pomocą taśmy podłużnym przedmiotem z 4 punktami). Skierowano Ekipę Dozymetryczną PPAA w celu weryfikacji otrzymanych wyników pomiarowych przeprowadzonych przez funkcjonariuszy SG. Na miejscu zdarzenia ekipa stwierdziła obecność skażeń przedmiotów izotopem stronu Sr-90 (czas połowicznego rozpadu 28,8 lat) i przetransportowała je do ZUOP. Okazało się, że papierosy nie wykazują podwyższonej mocy dawki promieniowania jonizującego, mimo że na każdej paczce przyklejona była etykieta z napisem „promieniowanie” w jednym z azjatyckich języków. Ze względu na specyfikę sprawy przeprowadzono również bardziej precyzyjne badania laboratoryjne, które wykluczyły obecność izotopu strontu, potwierdziły jednak obecność izotopu jodu. Przedmiot zawierający 4 punkty został zatrzymany jako dowód w sprawie. Wszczęte zostało również postępowanie przez prokuraturę.



Rys. 8. Podłużny element. Widoczne 4 punkty zawierały izotop jodu I-125 (fot. Ekipa Dozymetryczna PPAA).

Rok 2015

Zr-6/2015

W pierwszym kwartale 2015 roku CEZAR zostało powiadomione o kradzieży 22 źródeł promieniotwórczych znajdujących się w pojemnikach osłonowych. Zidentyfikowano, że ze względu na wiek źródła promieniotwórcze, które zostały skradzione, nie spełniały swojej oczekiwanej roli i były przeznaczone do unieszkodliwienia. Miejsce kradzieży zostało zabezpieczone przez policję. W toku rozwoju sprawy CEZAR został poinformowany o zatrzymaniu osoby podejrzanej o kradzież źródeł. W dalszym toku śledztwa osoba ta wskazała miejsce ukrycia czterech źródeł pozbawionych pojemników osłonowych w miejscu publicznym na terenie miasta Poznań. Okazało się, że powodem kradzieży źródeł był fakt przechowywania ich w ciężkich pojemnikach osłonowych wykonanych z ołowiu, który może być sprzedany w punkcie skupu złomu. Ponadto osoba podejrzana o kradzież przyznała się, że demontaż pojemników osłonowych w celu odzyskania ołowiu nastąpił na terenie prywatnej posesji, a więc zachodziło prawdopodobieństwo, że teren ten może być skażony promieniotwórczo oraz zawierać inne źródła pozbawione pojemników. Na miejsce

zdarzenia została wysłana Ekipa Dozymetryczna Prezesa PAA w celu wsparcia działań miejscowych służb. Podczas sprawdzania wskazanej posesji wykryto kolejne dwa nieosłonięte źródła, a jedno z nich było mechanicznie uszkodzone (nacięte piłą tarczową) przez osoby, które dopuściły się kradzieży. Na skutek uszkodzenia źródła poprzez przecięcie piłą tarczową i wyrzucenia opiłków metalu będących częściowo fragmentami pojemnika oraz samego źródła doszło do pojawienia się skażeń promieniotwórczych na terenie tejże posesji. Teren został zabezpieczony przez Ekipę Dozymetryczną Prezesa PAA oraz poddany wstępnej dekontaminacji. Odzyskano także dwa kolejne skradzione źródła. W tym czasie przeprowadzono inwentaryzację stanu magazynowego źródeł promieniotwórczych firmy, z której zostały one skradzione. Ustalono, że skradziono mniejszą liczbę źródeł promieniotwórczych, niż podano pierwotnie, czyli nie 22, ale 15. Ponadto została zawarta dodatkowa umowa między Wojewodą Wielkopolskim a Zakładem Unieszkodliwiania Odpadów Promieniotwórczych na przeprowadzenie całkowitej dekontaminacji skażonej posesji, w tym budynku i terenu, na którym dokonano demontażu źródeł. Ze względu na złożony charakter zdarzenia oraz spore zainteresowanie społeczeństwa oprócz Ekipy Dozymetrycznej prezesa PAA na miejsce skierowane zostało ruchome laboratorium spektrometryczne, które dokonało przejazdu (przeprowadzając jednocześnie pomiary spektrometryczne) ulicami Poznania w celu wykluczenia obecności skażeń promieniotwórczych poza posesją, na której demontowano pojemniki osłonowe źródeł promieniotwórczych. Skierowani zostali także inspektorzy dozoru jądowego z Departamentu Ochrony Radiologicznej w celu przeprowadzenia inwentaryzacji i doraźnej kontroli jednostki organizacyjnej. Efektywność działań mających na celu pełną dekontaminację terenu została pozytywnie zweryfikowana przez przedstawicieli Państwowej Agencji Atomistyki. Informa-



Rys. 9. Nieosłonięte, porzucone w przestrzeni publicznej źródła Co-60 (fot. Ekipa Dozymetryczna PPAA).



Rys. 10. Jedno z zaginionych źródeł, źródło pozbawiono pojemnika osłonowego (fot. Ekipa Dozymetryczna PPAA).

cja o zdarzeniu została rozesłana do instytucji międzynarodowych, takich jak Międzynarodowa Agencja Energii Atomowej w Wiedniu (poprzez system USIE – *Unified System for Information Exchange*) oraz kraje w niej stowarzyszone.

ZR-10/2015

W dniu 23.09.2015 roku Centrum ds. Zdarzeń Radiacyjnych otrzymało informację od Wojewódzkiej Komendy Państwowej Straży Pożarnej we Wrocławiu, że pracownicy utrzymania zieleni miejskiej odnaleźli w miejscu publicznym, przy jednej z wrocławskich ulic pojemnik z symbolem promieniotwórczości i napisami w języku rosyjskim. Pięć jednostek straży pożarnej zabezpieczyło teren i dokonało wstępnych pomiarów. Moc dawki na powierzchni pojemnika wynosiła 0,25 Sv/h. Miejsce zabezpieczono do chwili przybycia Ekipy Dozymetrycznej Prezesa PAA (tego



Rys. 11. Odnaleziony pojemnik (fot. Ekipa Dozymetryczna PPAA).

samego dnia), która przekazała pojemnik do ZUOP. Okazało się, że pojemnik nie zawierał źródła promieniotwórczego. Podwyższona moc dawki spowodowana była tym, że pojemnik osłonowy wykonany był ze zubożonego uranu.

Rok 2016

K-7330/2016³

W dniu 19.09.2016 roku do CEZAR PAA wpłynęła prośba Komendanta Placówki Straży Granicznej w jednym z morskich portów o możliwość skierowania Ekipy Dozymetrycznej PPAA do pomiaru zawartości kontenera na morskim przejściu granicznym. Ekipa Dozymetryczna nie została skierowana w trybie pilnym (czyli w terminie do 3 godzin od otrzymania powiadomienia o zdarzeniu). Wewnątrz kontenera znajdowały się różne materiały, m.in. części do filtrów wody, transformator, nakrętki itp. Ustalono, że źródłem podwyższonej mocy dawki były części do filtrów wody. Najwyższa zmierzona moc dawki promieniowania jonizującego przez Ekipę Dozymetryczną PPAA wyniosła 3 Sv/h, przy tle promieniowania na poziomie 110–120 nSv/h. Pomiar spektrometryczny wykonany przez ekipę potwierdził obecność izotopu toru Th-232. Przeprowadzono również badania laboratoryjne określające ilościową zawartość substancji promieniotwórczych. Wskazały one, że stężenie izotopów promieniotwórczych przekracza wartości graniczne, gdzie wymagane jest dokonanie zgłoszenia prowadzenia danej działalności do Prezesa PAA, zgodnie z obowiązującym prawem. Ładunek w kontenerze, który nie wykazywał podwyższonej mocy dawki, mógł zostać odebrany przez właściciela, natomiast pozostały ładunek mógł być odebrany dopiero po doko-



Rys. 12. Zawartość kontenera wykazująca podwyższoną moc dawki (fot. Ekipa Dozymetryczna PPAA).

³ Incydent ten nie został zakwalifikowany jako zdarzenie radiacyjne. Nadano mu niższą rangę, jaką jest konsultacja kontynuowana. Niemniej jednak na miejsce została skierowana Ekipa Dozymetryczna PPAA.

naniu zgłoszenia. Ostatecznie właściciel zdecydował się przekazać części do filtrów wody (kulki ceramiczne o łącznej wadze 500 kg) wykazujące podwyższoną moc dawki do ZUOP do unieszkodliwienia.

Rok 2017

ZR-1/2017

Do CEZAR PAA wpłynęła informacja o wyselekcjonowaniu z partii odpadów elektronicznych przedmiotu wykazującego podwyższoną moc dawki promieniowania jonizującego. Zgodnie z otrzymanymi informacjami skażeniu uległa także część partii odpadów. Dokonano pomiaru dozymetrycznego przedmiotu z odległości ok. 10 cm, otrzymano wartość 318 Sv/h. Na miejsce zdarzenia została skierowana Ekipa Dozymetryczna PPAA w celu wykonania pomiarów i oceny zagrożenia. Na podstawie pobranych wymazów stwierdzono brak skażeń promieniotwórczych, zidentyfikowano źródło promieniotwórcze w sygnalizatorze oświetleniowym (zawartość izotopu radu Ra-226) o aktywności 20 kBq. Przedmiot i podejrzany o skażenie promieniotwórcze złom ogrodzono za pomocą taśmy zabezpieczającej. Pomiary mocy dawki wykonano sprzętem dozymetrycznym posiadającym aktualne świadectwo wzorcowania, wynosiły one odpowiednio: 280 Sv/h – na powierzchni; 20 Sv/h – z odległości 10 cm oraz 0,3 Sv/h z odległości 1 m.

Nie stwierdzono skażenia promieniotwórczego partii odpadów elektronicznych. Okazało się, że początkowe



Rys. 13. Wykryty w odpadach sygnalizator oświetleniowy wykazujący podwyższoną moc dawki (fot. Ekipa Dozymetryczna PPAA).

podejrzenia o obecność skażeń spowodowane były bliską odległością przedmiotu (ok. 50 cm) od pracownika przedsiębiorstwa wykonującego pomiary pozostałych odpadów przed przybyciem ekipy. Narażenie środowiska naturalnego i osób postronnych, jak również członków Ekipy Dozymetrycznej nie wystąpiło. Po zakończeniu działań na miejscu zdarzenia przedmiot został zabezpieczony i przekazany do ZUOP.

Podsumowanie

Niniejszy artykuł umożliwia zaznajomienie się z przykładowymi interwencjami Ekipy Dozymetrycznej Prezesa PAA. Profil i charakterystyka każdej sprawy jest wysoce indywidualna, dlatego nie można mówić o rutynowych interwencjach. Odpowiednie postępowanie na miejscu zdarzenia może być zagwarantowane praktyką w tym kierunku. Przed przybyciem Ekipy Dozymetrycznej na miejsce zdarzenia Centrum ds. Zdarzeń Radiacyjnych przekazuje wszelkie informacje, jakie do tej pory zgromadziło o danym zdarzeniu, tak by członkowie ekipy mogli się przygotować pod kątem sprzętowym oraz merytorycznym do interwencji. Nie każde zdarzenie radiacyjne powoduje konieczność wysłania Ekipy Dozymetrycznej na miejsce. Niemniej jednak na przestrzeni 10 lat Ekipa Dozymetryczna była wysyłana do różnych przypadków zdarzeń radiacyjnych oraz zdarzeń nie noszących cech zdarzenia radiacyjnego. Żadna ze spraw powodująca konieczność wyjazdu Ekipy Dozymetrycznej nie spowodowała zagrożenia dla ludzi z ogółu ludności oraz dla członków ekipy.

Notka o autorze

Mgr Dawid Frencel – absolwent Wydziału Fizyki Uniwersytetu im. Adama Mickiewicza w Poznaniu, specjalista w Wydziale Zarządzania Kryzysowego i Spraw Obronnych, Centrum ds. Zdarzeń Radiacyjnych (email: dawid.frencel@paa.gov.pl).

Literatura

1. <http://promieniowanie.blogspot.com/2015/05/> (dostęp 14.06.2018 r.)

Niniejszy artykuł został opracowany na bazie materiałów własnych Centrum ds. Zdarzeń Radiacyjnych, w tym dokumentacji poszczególnych zdarzeń radiacyjnych.

Nadzór nad szkoleniem w zakresie bezpieczeństwa jądrowego i ochrony radiologicznej

Maciej Jurkowski

Wstęp

Nawet dla laika jest rzeczą oczywistą, że działalność ze źródłami promieniowania jonizującego, a tym bardziej – z obiektami jądrowymi, może być prowadzona tylko przez **osoby posiadające odpowiednią wiedzę i umiejętności**, niezbędne do prowadzenia takiej działalności w **sposób bezpieczny** dla siebie i personelu zatrudnionego przy jej prowadzeniu, dla osób postronnych z ogółu ludności i dla środowiska.

Ustawa Prawo atomowe obarcza pierwotną i niezbywalną odpowiedzialnością za bezpieczeństwo prowadzonej działalności z promieniowaniem kierowników jednostek organizacyjnych **wykonujących taką działalność** na podstawie odpowiedniego zezwolenia, bądź zgłoszenia, poprzez zobowiązanie ich do „przestrzegania wymagań bezpieczeństwa jądrowego i ochrony radiologicznej”. Rejestracja takich działalności oraz wydawanie zezwoleń na ich prowadzenie należy do Prezesa Państwowej Agencji Atomistyki, którego ustawa zobowiązuje do prowadzenia zewnętrznego, państwowego nadzoru i kontroli takich działalności, zwanego **dozorem jądrowym**. Dozór ten polega na **formułowaniu wymagań** (*rule setting*) – poprzez udział w tworzeniu przepisów prawa – ustaw i rozporządzeń oraz wydawaniu wytycznych (*regulations and guides*), jak te wymagania spełniać w praktyce, prowadzeniu **analiz i ocen bezpieczeństwa** (*assessment*) w celu podjęcia właściwych decyzji, **udzielaniu zezwoleń** na prowadzenie działalności (*authorisation/licencing*), **kontroli** tych działalności i **egzekwowaniu** wykonania wniosków pokontrolnych (*inspection and enforcement*). Funkcje te realizowane są przez organy dozoru (**Prezesa PAA** i **inspektorów dozoru jądrowego**) oraz personel dozoru – **analityków bezpieczeństwa, prawników** oraz pozostałych **pracowników** Państwowej Agencji Atomistyki. Cele i działania PAA koncentrują się na dozorcze **bezpieczeń-**

stwa (*safety*): jądrowego – obiektów i materiałów jądrowych (*nuclear safety*), radiacyjnego – działalności ze źródłami promieniowania (*radiation safety*), transportu źródeł, wypalonego paliwa i odpadów (*transport safety*) oraz bezpieczeństwa odpadów promieniotwórczych (*waste safety*), a także – dozorcze **ochrony fizycznej** (*security*) i **zabezpieczeń** materiałów jądrowych (*safeguards*). Pod kątem tych celów i zadań szkolony jest personel urzędu dozoru jądrowego – PAA, czemu poświęcony był artykuł w jednym z poprzednich numerów Biuletynu [1]. Ponieważ jednak, jak wyżej wspomniano, odpowiedzialność za zapewnienie bezpieczeństwa ponosi ten, kto prowadzi działalność mogącą spowodować zagrożenie promieniowaniem, niniejszy artykuł poświęcony będzie mechanizmom wpływania dozoru na odpowiedni poziom kompetencji poza PAA, tj. w jednostkach organizacyjnych prowadzących taką działalność. Takich jednostek jest w Polsce ponad 4 tysiące, a liczba prowadzonych przez nie działalności przekracza 6 tysięcy, co obrazuje wagę problemu efektywnego oddziaływania dozoru na szkolenie personelu tych jednostek. Zakres wymaganych szkoleń ściśle wiąże się z rodzajem i stopniem złożoności urządzeń i procesów technologicznych wykorzystywanych w prowadzonej działalności i związanym z nią ryzykiem zagrożeń. Dla obiektów jądrowych czy obiektów gospodarki odpadami promieniotwórczymi jest zwykle znacznie szerszy, niż w przypadku prostych zastosowań źródeł promieniowania, a dla elektrowni jądrowej znacznie szerszy niż dla reaktora badawczego.

Mechanizmy oddziaływania w obszarze poza PAA

W odniesieniu do szkoleń dotyczących obszaru poza PAA bardzo istotnym elementem oddziaływania było **ustalenie**

wymagań na poziomie ustawowym. W efekcie, w istniejącym systemie kształcenia i szkolenia, rozwiniętym na podstawie ustawy Prawo atomowe z 2000 r. i odpowiednich rozporządzeń wykonawczych do tej ustawy, niektóre **rodzaje stanowisk** pracy w jednostkach (szczególnie w obiektach jądrowych, ale również w innych jednostkach organizacyjnych, prowadzących działalność z wykorzystaniem promieniowania, taką jak np. stosowanie akceleratorów w celach terapeutycznych), były i są nadal traktowane jako **szczególnie ważne dla zapewnienia bezpieczeństwa** jądrowego i ochrony radiologicznej. Ustawa Prawo atomowe wymaga, by kierownik jednostki zatrudniał na takich stanowiskach wyłącznie osoby o **odpowiednich kompetencjach** (rozumianych jako wiedza, umiejętności i właściwe, odpowiedzialne nastawienie do wykonywanej pracy) oraz posiadające formalne **uprawnienia, nadane przez organ państwowy** – w tym wypadku – Prezesa Państwowej Agencji Atomistyki. Stanowiska takie mogą być zajmowane przez osoby, które ukończyły odpowiednie **szkolenia, prowadzone przez jednostki szkoleniowe, uprawnione do organizowania takich szkoleń przez Prezesa PAA, i pomyślnie złożyły odpowiednie egzaminy przed komisjami powołanymi przez Prezesa PAA.** W toku prac nad zmianami w ustawie, prowadzonych w PAA w ramach dostosowywania Agencji do zadań dozoru jądrowego dla obiektów energetyki jądrowej w związku z P-PEJ¹, przyjęto podobną zasadę, określając w rozporządzeniu wykonawczym do ustawy **czynności** mające istotne znaczenie dla zapewnienia bezpieczeństwa jądrowego i ochrony radiologicznej w elektrowniach jądrowych.

Poza zatrudnionymi na **stanowiskach** lub wykonującymi **czynności** o istotnym znaczeniu dla bezpieczeństwa ustawy **wymóg odpowiedniego szkolenia obejmuje również pozostałych pracowników** jednostki wykonującej działalność związaną z narażeniem. Ustawa zobowiązuje kierownika takiej jednostki do zapewnienia jej pracownikom (art. 11 ust. 2) wstępnych i okresowych (nie rzadziej niż co 5 lat) szkoleń w zakresie bezpieczeństwa jądrowego i ochrony radiologicznej, zgodnie z opracowanym przez siebie programem. Jest to **szkolenie wewnętrzne, które zobowiązany jest zapewnić kierownik macierzystej jednostki, po uprzedniej weryfikacji programu tego szkolenia przez dozór jądrowy (PAA).** Program szkolenia jest elementem dokumentacji składanej przez wnioskodawcę w celu uzyskania zezwolenia Prezesa PAA na prowadzenie określonej działalności związanej z narażeniem i podlega analizie i ocenie przez departamenty PAA prowadzące odpowiednie analizy i dokonujące dozоровej oceny bezpieczeństwa działalności określonej we wniosku o zezwolenie – tj. w zależności od tego, czy dotyczy to obiektów (*facilities*), czy działalności ze źródłami promieniowania (*activities*), odpowiednio Departament Bezpie-

czeństwa Jądrowego albo Departament Ochrony Radiologicznej PAA.

Kierownik jednostki prowadzącej działalność związaną z narażeniem na promieniowanie jonizujące odpowiada za bezpieczeństwo (art. 7.1) z punktu widzenia zagrożeń od promieniowania. W celu wsparcia kierowników jednostek w wypełnianiu tych obowiązków ustawowo wprowadzono zasadę (art. 7.3), iż wewnętrzny nadzór nad przestrzeganiem wymogów bezpieczeństwa sprawuje w danej jednostce osoba fachowo kompetentna w zakresie bezpieczeństwa jądrowego i ochrony radiologicznej, posiadająca specjalne uprawnienia tzw. inspektora ochrony radiologicznej – IOR, nadawane przez Prezesa PAA w trybie określonym przepisami ustawy – Prawo atomowe: uprawnienia te mogą być nadane osobom, które ukończyły odpowiednie **szkolenia prowadzone przez jednostki szkoleniowe uprawnione do tego przez Prezesa PAA** i pomyślnie złożyły odpowiednie **egzaminy przed komisją powołaną przez Prezesa PAA.** Obowiązek posiadania IOR dotyczy tych rodzajów działalności, do których wykonywania konieczne jest posiadanie zezwolenia.

IOR jest zatrudniany przez kierownika jednostki, jemu wyłącznie podlega i jest przed nim odpowiedzialny za wewnętrzny nadzór poziomu bezpieczeństwa w jednostce. Nie jest inspektorem dozoru jądrowego, który jest funkcjonariuszem zewnętrznej (z punktu widzenia tej jednostki), państwowej inspekcji – dozoru bezpieczeństwa jądrowego i ochrony radiologicznej, w skrócie „dozoru jądrowego” – sprawowanego przez Prezesa PAA. Osoba zatrudniona na stanowisku IOR w jednostce organizacyjnej nie może mieć żadnych bezpośrednich powiązań służbowych z PAA – w sensie podległości czy wykonywania zadań PAA w odniesieniu do tej jednostki.

Jednak wpływ na odpowiedni poziom wyszkolenia **inspektorów ochrony radiologicznej**, podobnie jak to jest w przypadku osób **zatrudnionych** na stanowisku istotnym dla bezpieczeństwa w **ramach określonych specjalności** w jednostkach prowadzących działalności z promieniowaniem lub **wykonyjących określone czynności** w obiektach energetyki jądrowej, ma Prezes PAA poprzez:

- **ustalanie wymagań** obowiązujących ustawowo,
- **autoryzację jednostek** prowadzących szkolenia takich osób, po uprzedniej
 - **weryfikacji spełnienia warunków** prowadzenia przez nie takich szkoleń, w tym
 - **weryfikacji programów szkolenia i zatwierdzania planów szkoleń,**
- **kontrolę poziomu wyszkolenia** w trakcie egzaminów prowadzonych przez powołane przez niego komisje egzaminacyjne,
- **autoryzacje personalne (nadawanie uprawnień)** na te stanowiska,

¹ P-PEJ – Program Polskiej Energetyki Jądrowej; związane z nim prace nad wspomnianą gruntowną nowelizacją Prawa atomowego prowadzono w PAA w latach 2009–2011.

- **stosowanie przewidzianych prawem sankcji** w przypadku niespełnienia wymagań (odmowa wydania lub cofnięcie autoryzacji, uprawnień personalnych, niezaliczenie egzaminu, zawieszenie postępowania związanego z wydaniem zezwolenia na działalność do czasu uzupełnienia braków w dokumentacji, w tym – dotyczącej szkoleń i wymaganych uprawnień).

Prezes PAA ma także pośredni wpływ na poziom wyszkolenia **pozostałych pracowników** dozorowanych jednostek poprzez **ustawowy wymóg** objęcia ich szkoleniem w zakresie bezpieczeństwa zorganizowanym przez kierownika jednostki, wymóg **weryfikacji programu szkolenia** przez odpowiednie departamenty PAA na etapie wydawania zezwolenia na działalność oraz **fachowy nadzór** na miejscu ze strony autoryzowanego przez Prezesa PAA inspektora ochrony radiologicznej, z możliwością **zastosowania sankcji** wspomnianych wyżej.

Praktyka oddziaływania na szkolenia poza PAA

Wymóg posiadania uprawnień państwowych na określonych stanowiskach, ważnych dla bezpieczeństwa w obiektach jądrowych (operatora reaktora, kierownika zmiany reaktora, kierownika reaktora) i w innych jednostkach, w których występowało narażenie na promieniowanie jonizujące (inspektora ochrony radiologicznej, operatora akceleratora), istniał już na mocy pierwszej ustawy Prawo atomowe z 10 kwietnia 1986 r. Zgodnie z wydanym na jej podstawie zarządzeniem Prezesa PAA z 1987 r. szkolenie osób ubiegających się o nadanie uprawnień wymaganych w obiekcie jądrowym należało do kierownika obiektu, a w innych jednostkach – do Centralnego Laboratorium Ochrony Radiologicznej (CLOR) i tylko w niektórych, określonych przypadkach – do upoważnionych ośrodków szkoleniowych. Zatwierdzanie programów szkoleń i nadawanie uprawnień (z wyjątkiem niektórych stanowisk w obiektach jądrowych, zastrzeżonych do osobistej decyzji Prezesa PAA) należało do Głównego Inspektora Dozoru Jądrowego. Istniało wówczas zasadniczo 5 typów uprawnień różniących się wymaganymi zakresami szkolenia. Uprawnienie było ważne w odniesieniu do obiektu lub działalności tylko w jednostce, która wystąpiła o jego nadanie. Osoba taka nie mogła korzystać z tego uprawnienia w odniesieniu do podobnych obiektów lub działalności w innej jednostce.

Ustalanie wymagań

Obecny system rodzajów uprawnień i wymaganych zakresów szkoleń, a także poziomu wykształcenia i stażu pracy, po raz pierwszy uregulowano w rozporządzeniu Rady Ministrów z dnia 6 sierpnia 2002 r. w *sprawie rodzajów*

stanowisk mających istotne znaczenie dla zapewnienia bezpieczeństwa jądrowego i ochrony radiologicznej, szczególnych warunków i trybu nadawania uprawnień dla osób, które mogą być zatrudnione na tych stanowiskach oraz szczególnych warunków i trybu nadawania uprawnień inspektora ochrony radiologicznej (Dz.U. z 2002 r. nr 145 poz. 1217 z dnia 10.09.2002 r.), wydanym na mocy już nowej ustawy Prawo atomowe z 28 grudnia 2000 r., która z późniejszymi zmianami obowiązuje obecnie.² Wymóg posiadania uprawnień państwowych rozszerzono w rozporządzeniu na dozymetrystów reaktora (zakres szkolenia – RD) oraz zastępcę dyrektora do spraw bezpieczeństwa jądrowego i ochrony radiologicznej w jednostce organizacyjnej posiadającej reaktor badawczy (RO-K+RD), a także – na specjalistę do spraw ewidencji materiałów jądrowych (SE), operatora przechowalnika wypalonego paliwa jądrowego (SO), kierownika składowiska odpadów promieniotwórczych (SO) i kierownika zakładu unieszkodliwiania odpadów promieniotwórczych (SO). Zróżnicowano także jeszcze bardziej (z dotychczasowych dwóch do trzech) zakresy wymaganego szkolenia operatorów akceleratorów (SA), wprowadzając stanowiska: operatora akceleratora stosowanego do celów medycznych oraz urządzeń do teleradioterapii (SA), ale już bez brachyterapii, wprowadzając odrębny rodzaj uprawnień operatora urządzeń do brachyterapii ze źródłami promieniotwórczymi (SZ), operatora akceleratora stosowanego do celów innych niż medyczne z wyłączeniem akceleratorów stosowanych do kontroli pojazdów (AA) oraz operatora akceleratora stosowanego do kontroli pojazdów (też zakres szkolenia AA, ale bez wymagań konkretnego wykształcenia i stażu pracy w narażeniu).

Obowiązek szkoleń i egzaminów

Rozporządzenie uregulowało wymagane **formy organizowania** szkoleń oraz warunki, jakie muszą spełniać **jednostki przeprowadzające szkolenie**, a także tryb uzyskiwania przez te jednostki wpisu do rejestru Prezesa PAA. Już w 2003 r. szkolenia takie oprócz CLOR przeprowadziło 7 innych jednostek – przeszkoliły one w tymże roku łącznie 291 osób. Rozporządzenie uregulowało także szczegółowo **tryb pracy komisji egzaminacyjnej i składów egzaminacyjnych** komisji egzaminacyjnej, sposób i tryb przygotowania i przeprowadzania egzaminów oraz tryb **nadawania uprawnień przez Prezesa PAA**.

Już w grudniu 2002 r. Prezes PAA powołał, w trybie decyzji administracyjnej, dwie państwowe komisje egzaminacyjne do przeprowadzania egzaminów odpowiednio – na **inspektora ochrony radiologicznej** oraz na **stanowisko istotne dla bezpieczeństwa jądrowego i ochrony radiologicznej** – stawiając na ich czele, jako przewodniczących, doświadczonych inspektorów dozoru jądrowe-

² Po 2 latach zbierania doświadczeń z jego funkcjonowania wprowadzono w nim jeszcze korekty i uzupełnienia o nowe rodzaje uprawnień usankcjonowane rozporządzeniem Rady Ministrów z dnia 18 stycznia 2005 r. – Dz. U. z 2005 nr 21 poz. 1730).

go. Każda z tych komisji liczyła 10 osób³ – uznanych specjalistów w zakresie problematyki bezpieczeństwa jądrowego i ochrony radiologicznej obiektów czy działalności wymagających pracowników z wymienionymi wyżej uprawnieniami.

Natychmiast po powołaniu obie komisje przystąpiły do opracowywania zestawów pytań i zadań egzaminacyjnych, ponieważ pierwsze egzaminy wg wymagań nowego rozporządzenia zaplanowano już od kwietnia 2003 r. Każdy egzamin składa się z części pisemnej, obejmującej test złożony z 30 pytań i 3 zadania obliczeniowe lub pytania problemowe, oraz z części ustnej obejmującej 5 pytań. Względny zapewnienia samodzielności odpowiedzi udzielanych przez egzaminowanych zmuszały do opracowywania na każdy egzamin zwykle więcej zestawów niż jeden na każdy rodzaj uprawnień. Na przykład, już w roku 2003 odbyło się 13 egzaminów, w których wyniku uprawnienia typu SA, SO, SE, RD, RO i R-OK⁴, umożliwiające zatrudnienie na stanowiskach mających istotne znaczenie dla zapewnienia bezpieczeństwa jądrowego i ochrony radiologicznej, uzyskały (bądź odnowiły) 133 osoby i 4 egzaminy na uprawnienia IOR – które uzyskało 50 osób. Łącznie już w pierwszym roku działania komisji (2003 r.) zdały egzaminy i uzyskały uprawnienia łącznie 183 osoby. Na przestrzeni minionych 15 lat liczba zorganizowanych egzaminów na stanowiska ważne dla bj i or wzrosła do ok. 20 rocznie, na uprawnienia IOR do ok. 8 rocznie, a liczba uprawnień uzyskanych w wyniku tych egzaminów od wielu lat oscyluje wokół 600 rocznie (tab. 1), w tym ok. 200 uprawnień IOR i ok. 400 uprawnień do zatrudnienia na stanowisku istotnym dla bezpieczeństwa jądrowego i ochrony radiologicznej w zakresie różnych specjalności, przy czym rocznie ok. 10 osób uzyskuje uprawnienia dotyczące specjalności związanych z eksploatacją obiektu jądrowego – reaktora badawczego w NCBJ w Świerku. Z danych w tabeli 1 wynika, iż łącznie w latach 2003–2017 omawiane 2 komisje egzaminacyjne przeprowadziły kilkaset egzaminów, w których wyniku uprawnienia uzyskało łącznie 8158 osób, w tym 2817 osób – różne typy IOR i 5341 osób – uprawnienia w ramach różnych specjalności stanowiska istotnego dla bezpieczeństwa jądrowego i ochrony radiologicznej. Wykazana w tej tabeli sumaryczna liczba szkolonych 7205 osób jest niższa, ponieważ znaczna część zdających odnawiała swe uprawnienia co 5 lat bez szkolenia, gdyż pracując cały czas na stanowisku istotnym dla bj i or lub jako IOR, zgodnie z odpowiednimi przepisami ustawy, była zwolniona z obowiązku ponownego szkolenia przed przystąpieniem do kolejnego egzaminu w celu przedłużenia czasu ważności tych uprawnień.

³ Rozporządzenie ze stycznia 2005 r. rozszerzyło składy osobowe każdej komisji do 12–14 osób; Prezes PAA wydał stosowne decyzje skutkujące kooptacją nowych członków do każdej z ww. komisji odpowiednio w lutym i w marcu 2005 r.

⁴ Wymienione typy uprawnień to operator akceleratora i/lub urządzeń teleterapii i brachyterapii ze źródłami promieniotwórczymi (SA), operator przechowalnika wypalonego paliwa jądrowego (SO), specjalista do spraw ewidencji materiałów jądrowych (SE), dozymetrysta lub starszy dozymetrysta reaktora badawczego (RD), operator reaktora badawczego (RO), kierownik zmiany lub kierownik reaktora badawczego (RO-K).

Tabela 1. Szkolenia i uprawnienia uzyskane w wyniku egzaminów w latach 2003–2017 (opracowanie własne na podstawie Raportów Prezesa PAA za lata 2003–2017)

Rok	Liczba szkoleń			Liczba szkolo- nych	Liczba uzyskanych uprawnień		
	IOR	stano- wiska	łącznie		IOR	stano- wiska	łącznie
2003	4	13	17	291	50	133	183
2004	7	9	16	289	68	188	256
2005	8	9	17	293	101	150	251
2006	8	16	24	533	277	292	569
2007	9	16	25	447	222	395	617
2008	7	16	23	523	207	362	569
2009	7	18	25	428	188	379	567
2010	8	15	23	396	211	339	550
2011	9	20	29	640	252	398	650
2012	8	18	26	499	194	401	595
2013	8	20	28	573	193	403	596
2014	9	20	29	586	232	404	636
2015	9	19	28	456	209	469	678
2016	6	19	25	580	180	402	582
2017	7	23	30	611	233	626	859
RAZEM:	114	251	365	7205	2817	5341	8158

Wykazana w tabeli 1 liczba szkolonych nie obejmuje także osób zatrudnionych na stanowisku istotnym dla bj i or w specjalnościach związanych z eksploatacją reaktora Maria i przechowywaniem wypalonego paliwa. Osoby te szkolone są wewnętrznie odpowiednio w NCBJ i ZUOP i mają obowiązek odnawiania uprawnień co 3, a nie co 5 lat.

Wzmocnienie funkcji egzekwowania

Prace legislacyjne, podjęte w latach 2009–2012, mające na celu dostosowanie ram prawnych do potrzeb P-PEJ, w odniesieniu do obszaru szkoleń poza PAA, czyli szkoleń pracowników jednostek zewnętrznych, w tym pracowników przyszłych obiektów energetyki jądrowej, skoncentrowały się przede wszystkim na rozszerzeniu wymagań o randze ustawowej, umożliwiającym Prezesowi PAA wzmocnienie oddziaływania i egzekwowania wymagań w tym obszarze. Dokonano tego, rozszerzając artykuły 7, 11 i 12 ustawy o zapisy precyzujące wymagania (z których niektóre znajdowały się dotychczas w rozporządzeniach wykonawczych), dotyczące:

- osób ubiegających się o opisane wyżej uprawnienia (IOR i uprawnienia do stanowiska istotnego dla bezpieczeństwa),
- trybu ich wydawania i związanych z tym obowiązków Prezesa PAA i Głównego Inspektora Sanitarnego⁵,
- powoływania, składu i trybu pracy komisji egzaminacyjnych sprawdzających te uprawnienia,
- ponoszenia kosztów szkolenia i egzaminów.

W wymienionych artykułach ustawy określono także szczegółowo uprawnienia i obowiązki inspektorów ochrony radiologicznej (w tym obowiązek nadzoru nad spełnianiem warunków odpowiedniego przeszkolenia pracowników jednostki do prac w narażeniu na promieniowanie jonizujące i prawo do sprawdzania ich kwalifikacji w zakresie bj i or), a także obowiązki kierowników jednostek w odniesieniu do zatrudnianych przez siebie inspektorów (IOR).

Wskazano zagadnienia, które nie mogą być pominięte w okresowych szkoleniach pracowników organizowanych przez kierowników jednostek prowadzących działalności związane z narażeniem. Doprecyzowano także wymagania dotyczące kwalifikacji pracowników obiektów jądrowych i kontroli tych kwalifikacji przez kierownika takiego obiektu, wprowadzono wymóg sporządzania przez niego z określoną częstotliwością krótkookresowych i długookresowych planów ich szkoleń, podlegających zatwierdzeniu przez Prezesa PAA, a także powoływania wewnętrznej komisji do spraw kontroli kwalifikacji zawodowych pracowników (art. 11a ust. 1), która w drodze egzaminu sprawdza wiedzę pracowników nabytą w trakcie takich szkoleń.

Bardzo istotnym wzmocnieniem prawa do **egzekwowania wymagań** było wprowadzenie artykułu 12f ustawy, dającego Prezesowi PAA prawo cofania, w przypadkach określonych w ustawie, uprawnień personalnych nie tylko osobom zajmującym **stanowisko** istotne z punktu widzenia bezpieczeństwa w **ramach określonej specjalności** w jednostkach prowadzących działalność związane z narażeniem (art. 12 ust. 1), ale również osobom uprawnionym do wykonywania **czynności** mających istotne znaczenie dla bezpieczeństwa w obiektach energetyki jądrowej (art. 12c ust. 1).

Konsekwencją zmian dokonanych w artykułach 7, 11 i 12 ustawy Prawo atomowe była konieczność wprowadzenia zmian także w omawianym wcześniej rozporządzeniu, dotyczącym szkoleń i egzaminów na uprawnienia IOR i uprawnienia do zajmowania **stanowiska** istotnego dla bezpieczeństwa, a także wydania nowego rozporządzenia dotyczącego uprawnień do wykonywania **czynności** istotnych dla bezpieczeństwa w elektrowni jądrowej. Rada Ministrów w sierpniu 2012 r. wydała dwa rozporządzenia, których zapisy zostały znowelizowane (pierwsze) bądź

opracowane całkiem od nowa (drugie) w ramach prac prowadzonych w PAA latach 2009–2012 w celu dostosowania ram prawnych do potrzeb P-PEJ:

- z dnia 10 sierpnia 2012 r. w sprawie stanowisk mających istotne znaczenie dla zapewnienia bezpieczeństwa jądrowego i ochrony radiologicznej oraz inspektorów ochrony radiologicznej (Dz.U. nr z dnia 14 września 2012 r., poz. 1022),
- z dnia 10 sierpnia 2012 r. w sprawie czynności mających istotne znaczenie dla zapewnienia bezpieczeństwa jądrowego i ochrony radiologicznej w jednostce organizacyjnej wykonującej działalność polegającą na rozruchu, eksploatacji lub likwidacji elektrowni jądrowej (Dz.U. z dnia 17 września 2012 r., poz. 1024.)

Pierwsze z tych rozporządzeń zostało później jeszcze zmienione w 2016 r., lecz w niewielkim zakresie. Dokonano w nim zmian, w większości o charakterze terminologicznym, a nie merytorycznym, nowym rozporządzeniem Rady Ministrów z dnia 2 września 2016 r. w sprawie stanowiska mającego istotne znaczenie dla zapewnienia bezpieczeństwa jądrowego i ochrony radiologicznej oraz inspektorów ochrony radiologicznej; dotychczasową listę stanowisk ważnych dla bezpieczeństwa zastąpiono listą specjalności dokładnie odpowiadających tym stanowiskom, w ramach założenia, iż istnieje jedno takie stanowisko, tylko o wielu specjalnościach. Jedynymi istotnymi zmianami merytorycznymi było wprowadzenie dwóch nowych typów uprawnień inspektora ochrony radiologicznej: IOR-1Z do nadzoru działalności z małymi źródłami (z wyjątkiem źródeł do celów medycznych) i IOR-1R do nadzoru zastosowań urządzeń wytwarzających promieniowanie do celów niemedycznych (w tym pracowni z aparatami rentgena) oraz ograniczanie nadanych uprawnień do zajmowania stanowiska istotnego dla bezpieczeństwa **jedynie do jednostki organizacyjnej, imiennie wskazanej w nadanych uprawnieniach**, tylko w przypadku jednostek wykonujących działalność polegającą na budowie, rozruchu, eksploatacji lub likwidacji obiektu jądrowego, z jednoczesnym uprawnieniem do zajmowania takiego stanowiska **na terenie całego kraju** w przypadku pozostałych jednostek, prowadzących inne rodzaje działalności.

W drugim z tych rozporządzeń, opracowanym w PAA na podstawie rozległego studium rozwiązań stosowanych w krajach o rozwiniętej energetyce jądrowej i szeroko konsultowanym w ramach uzgodnień międzyresortowych (m.in. z Ministrem Gospodarki i Ministrem Nauki i Szkolnictwa Wyższego), określono wymagane zakresy szkoleń, w tym szkoleń praktycznych oraz formy ich organizowania dla pracowników przewidzianych do wykonywania w elektrowni jądrowej **czynności**, których wykaz opracowano i zamieszczono w rozporządzeniu. Wykaz obejmuje, zgod-

⁵ Uprawnienia IOR-3 do sprawowania wewnętrznego nadzoru w pracowniach stosujących aparaty rentgenowskie do celów diagnostyki medycznej, radiologii zabiegowej, radioterapii powierzchniowej i radioterapii schorzeń nienowotworowych nadaje w drodze decyzji administracyjnej Główny Inspektor Sanitarny, który prowadzi także rejestr jednostek uprawnionych do prowadzenia szkoleń na te uprawnienia.

nie z art. 12c ustawy, czynności bezpośrednio związane z zarządzaniem elektrownią jądrową, eksploatacją elektrowni jądrowej oraz gospodarką paliwem jądrowym i odpadami promieniotwórczymi w elektrowni jądrowej. Określono ponadto dość szczegółowo warunki prowadzenia szkoleń, dopuszczania kandydatów do egzaminu przez Prezesa PAA, egzaminowania oraz **nadawania przez Prezesa PAA uprawnień** do wykonywania tych czynności.

Rozporządzenie przewiduje **szkolenia teoretyczne** w formie wykładów, ćwiczeń obliczeniowych i warsztatów, jak również **szkolenia praktyczne**, obejmujące pracę na symulatorach sterowni elektrowni jądrowej i symulatorach urządzeń, pracę na modelach urządzeń, praktyki w elektrowni jądrowej oraz uczestnictwo w charakterze obserwatora przy wykonywaniu przez osoby uprawnione czynności objętych zakresem szkolenia (dublowanie). Jednostka prowadząca szkolenia praktyczne zapewnia dostęp do obiektów, urządzeń i wyposażenia umożliwiających prowadzenie ćwiczeń praktycznych objętych tematyką szkolenia, a w szczególności do **symulatorów rzeczywistych urządzeń elektrowni jądrowej z pełnym oprogramowaniem**, pozwalających na trenowanie wykonywania czynności w warunkach normalnej eksploatacji elektrowni jądrowej i w sytuacjach awaryjnych. Oprogramowanie to, jak również materiały szkoleniowe podlegają aktualizacji stosownie do zmian wprowadzanych w EJ i doświadczeń z eksploatacji analogicznych lub podobnych bloków jądrowych, a symulatory podlegają **cyklicznym testom referencyjnym** (nie rzadziej niż co 12 miesięcy) u dostawcy bloku jądrowego i producentów systemów i elementów wyposażenia EJ, których **wyniki przedstawiane są Prezesowi PAA**. Instruktorzy prowadzący szkolenia praktyczne mają obowiązek uczestniczenia w okresowych szkoleniach organizowanych przez dostawcę EJ oraz producentów systemów i urządzeń EJ nie rzadziej niż co 2 lata.

Egzamin przed komisją, powoływaną zgodnie z art. 11a ust. 1 ustawy przez kierownika jednostki prowadzącej działalność polegającą na budowie, rozruchu, eksploatacji lub likwidacji elektrowni jądrowej, składa się z części **teoretycznej** (testy i zadania obliczeniowe lub problemowe) i **praktycznej**, obejmującej rozwiązanie zadań problemowych związanych z praktycznym wykonywaniem czynności objętych uprawnieniem lub (w przypadku ubiegania się o uprawnienia związane z dozorem ruchu lub sterowaniem EJ) przeprowadzenie zadanych sekwencji czynności na pełnowymiarowym symulatorze bloku elektrowni jądrowej.

Elementem wzmacniającym funkcję egzekwowania, ale też i przejawem dbałości o prowadzenie szkoleń na odpowiednim poziomie przez określone jednostki, prowadzące

szkolenia dla inspektorów ochrony radiologicznej oraz w zakresie uprawnień objęcia **stanowisk** lub wykonywania **czynności** ważnych dla bezpieczeństwa, było wprowadzenie **wymogu uzyskania rejestracji jednostek prowadzących szkolenia przez Prezesa PAA** po stwierdzeniu, czy spełniają one wymagania wyżej wymienionych rozporządzeń, w szczególności – wymóg posiadania kadry wykładowców o odpowiednich kwalifikacjach i doświadczeniu zawodowym w dziedzinie technologii i bezpieczeństwa w działalnościach objętych deklarowanym zakresem prowadzonych szkoleń, wymóg posiadania lub dostępu do obiektów, urządzeń i wyposażenia umożliwiającego prowadzenie ćwiczeń praktycznych oraz wymóg posiadania szczegółowych programów prowadzonych szkoleń.

Podsumowanie

Artykuł ma na celu zwrócenie uwagi czytelnika na **sposób realizacji** przez Prezesa PAA swych zadań organu właściwego w sprawach bezpieczeństwa jądrowego i ochrony radiologicznej w zakresie dbania o odpowiedni poziom kompetencji ogromnej rzeszy pracowników zatrudnionych w narażeniu na promieniowanie jonizujące na terenie kraju oraz na **wykorzystane do tego celu instrumenty dozoru**. Dzięki wieloletniej pracy specjalistów Departamentu Prawnego PAA, we współpracy ze specjalistami innych departamentów – dawnego DNT, DNSiIS, DBJiR (obecnie DBJ) i DNZPJ (obecnie DOR)⁶ stworzono **system usankcjonowanych prawnie wymagań**, dotyczących szkolenia, egzaminów i nadawania uprawnień tysiącom pracowników zakładów prowadzących podlegającą **kontroli dozoru** działalność w zakresie zastosowań promieniowania jonizującego, obejmujący również pracowników obiektów jądrowych i obiektów gospodarki odpadami promieniotwórczymi, a w ostatnich latach – także elektrowni jądrowych. We wdrożeniu i funkcjonowaniu tego systemu kluczową rolę odegrały działające od z górną 15 lat **autoryzowane** przez Prezesa PAA **ośrodki szkoleniowe**, w liczbie zaledwie kilku, ale za to odpowiednio wyposażone i zdolne do zapewnienia profesjonalnego szkolenia na wysokim poziomie oraz dwie **powołane przez Prezesa PAA** kilkunastoosobowe **komisje egzaminacyjne**, kierowane przez inspektorów dozoru jądrowego o wieloletnim doświadczeniu i grupujące uznanych ekspertów z wieloletnim stażem pracy i dogłębną znajomością problematyki podlegającej sprawdzeniu podczas egzaminów. Cenne wsparcie logistyczne zapewnia im Departament Ochrony Radiologicznej PAA, jednak to od ich wiedzy, profesjonalizmu i doświadczenia zależy merytoryczny poziom egzaminów.

⁶ Dawne, zlikwidowane lub przekształcone podczas kolejnych reorganizacji departamenty PAA: DNT – nauki i techniki, DNSiIS – nauki, szkolenia i informacji społecznej, DBJiR – bezpieczeństwa jądrowego i radiacyjnego, podczas reorganizacji w 2011 r. przekształcony w obecny Departament Bezpieczeństwa Jądrowego (DBJ), DNZPJ – nadzoru zastosowań promieniowania jonizującego przekształcony w 2011 r. w Departament Ochrony Radiologicznej (DOR).

Notka o autorze

Mgr inż. Maciej Jurkowski – emerytowany wiceprezes Państwowej Agencji Atomistyki, inspektor dozoru jądrowego od 1987 r., były Główny Inspektor Dozoru Jądrowego w latach 2008–2014. Od powołania przez Prezesa PAA w 2003 r. do chwili obecnej jest Przewodniczącym Komisji Egzaminacyjnej, właściwej dla uprawnień umożliwiających zatrudnienie na stanowisku mającym istotne znaczenie dla zapewnienia bezpieczeństwa jądrowego i ochrony radiologicznej.

Literatura

- [1]. M. Jurkowski, *Szkolenie i weryfikacja kompetencji w zapewnieniu bezpieczeństwa*, Biuletyn Informacyjny Państwowej Agencji Atomistyki nr 4(110)2017.

Odpowiedzialność za szkodę jądrową na gruncie ustawy – Prawo atomowe

Maciej Lemiesz
Państwowa Agencja Atomistyki

Informacje wprowadzające

Do roku 1986 w polskim porządku prawnym nie było kompleksowych regulacji ustawowych w zakresie pokojowego wykorzystania energii atomowej, obowiązywały jedynie normatywy wydawane przez Radę Ministrów i Pełnomocnika Rządu do spraw Wykorzystania Energii Jądrowej. Wraz z podjęciem decyzji o budowie elektrowni jądrowej w Żarnowcu, w dniu 10 kwietnia 1986 r. wydana została ustawa Prawo atomowe¹, która była pierwszym, kompleksowym, nowoczesnym i zgodnym z aktualnie obowiązującymi standardami międzynarodowymi, aktem prawnym w Polsce regulującym kwestie związane z pokojowym wykorzystaniem energii jądrowej na terytorium Rzeczypospolitej². W jej skład wchodziło 12 rozdziałów poprzedzonych krótką preambułą, która podkreślała rolę i konieczność pokojowego wykorzystania energii jądrowej w procesie gospodarczego rozwoju kraju. Podział ustawy był następujący:

– Rozdział I, pt. Przepisy ogólne (art. 1–13), określał przedmiot regulacji prawnej oraz definicje podstawowych pojęć;

– Rozdział II, pt. Obiekty jądrowe (art. 14–19), zawierał zagadnienia zapewniania bezpieczeństwa jądrowego i ochrony radiologicznej w procesie budowy, rozruchu, eksploatacji i likwidacji obiektów jądrowych;

– Rozdział III, pt. Materiały jądrowe (art. 20–21), regulował problem zezwoleń na wytwarzanie, przetwarzanie, obrót i stosowanie materiału jądrowego;

– Rozdział IV, pt. Źródła promieniowania jonizującego (art. 22–25), zawierał przepisy określające zezwolenia na działalność związaną ze źródłem promieniowania jonizującego oraz ewidencję i kontrolę źródeł promieniotwórczych,

czych, jak również kontrolę urządzeń zawierających źródła promieniotwórcze i wytwarzające promieniowanie jonizujące;

– Rozdział V, pt. Odpady promieniotwórcze (art. 26–28), regulował zagadnienie unieszkodliwiania i składowania odpadów promieniotwórczych powstających podczas wytwarzania, przetwarzania, przechowywania, składowania i stosowania materiałów jądrowych;

– Rozdział VI, pt. Transport materiałów jądrowych oraz źródeł i odpadów promieniotwórczych (art. 29–31), omawiał problematykę zapewnienia i przestrzegania warunków bezpiecznego transportu materiałów jądrowych oraz źródeł i odpadów promieniotwórczych;

– Rozdział VII, pt. szkolenie i ochrona zdrowia pracowników (art. 32–35), określał warunki dopuszczenia do pracy, jak również odsunięcia od pracy przy materiałach jądrowych, źródłach promieniowania jonizującego lub odpadach promieniotwórczych;

– Rozdział VIII, pt. Odpowiedzialność cywilna za szkody jądrowe (art. 36–43), wprowadzał reguły odpowiedzialności cywilnej za powstałą szkodę jądrową, odsyłając w zakresie nie uregulowanym przepisami tego rozdziału do stosowania przepisów Kodeksu cywilnego. Kreowane przez ustawę przepisy odpowiadały w pełni zasadom odpowiedzialności cywilnej wynikającym z ówczesnych ustaleń doktryny oraz odpowiadały w pełni międzynarodowym standardom³ w zakresie odpowiedzialności za szkody jądrowe: wprowadzały zasadę wyłącznej i obiektywnej odpowiedzialności osoby eksploatującej (art. 36), wprowadziły bardzo wąski zakres przesłanek egzoneracyjnych (art. 39), nakładały obowiązek zawarcia umowy ubezpieczenia oraz gwarancyjną odpowiedzialność Skarbu Państwa (art. 40), wprowadziły istotną zasadę nieprze-

¹ Brzmienie pierwotne: Dz. U. z 1986 r., nr 12, poz. 70, ustawa była kilkakrotnie nowelizowana, ostatni raz w 1997 r.

² Na potrzeby niniejszego opracowania ustawa z 1986 r. będzie nazywana „starą ustawą”.

³ Podkreślenie tego faktu jest bardzo istotne, ponieważ Polska przystąpiła do Konwencji wiedeńskiej o odpowiedzialności za szkody jądrowe dopiero w 1990 r.

dawniania się roszczeń z zakresu szkody na osobie (art. 41)⁴;

– Rozdział XIX, pt. Państwowa Agencja Atomistyki (art. 44–50), zawierał postanowienia określające status, strukturę organizacyjną oraz zakres działania Państwowej Agencji Atomistyki, a także zakres działania Prezesa Agencji;

– Rozdział X, pt. Państwowy dozór bezpieczeństwa jądrowego i ochrony radiologicznej (art. 51–61) określał zasady nadzoru i kontroli każdej działalności w zakresie wykorzystywania energii jądrowej na potrzeby społeczno-gospodarcze kraju, powodującej lub mogącej powodować narażenie ludzi i środowiska na napromieniowanie jonizujące;

– Rozdział XI, pt. Odpowiedzialność za wykroczenia przeciwko bezpieczeństwu jądrowemu i ochronie radiologicznej (art. 62), zawierał przepisy karne;

– Rozdział XII, pt. Przepisy szczególne i końcowe (art. 63–66), zawierał przepisy przejściowe i delegacje ustawowe.

Zmiany w prawie atomowym były następstwem nowelizacji wprowadzonej po katastrofie w Czarnobylu oraz po przystąpieniu Polski w 1990 r. do Konwencji wiedeńskiej o odpowiedzialności cywilnej za szkodę jądrową, sporządzonej w Wiedniu dnia 21 maja 1963 r.⁵. Ostatecznie, w dniu 29 listopada 2000 r. uchwalono nową ustawę⁶ Prawo atomowe⁷, która zaczęła obowiązywać 1 stycznia 2002 r. Podobnie jak stara ustawa, ustawa – Prawo atomowe w kompleksowy sposób reguluje całość zagadnień związanych z pokojowym wykorzystaniem energii jądrowej. Rozdział 12 ustawy jest rozbudowanym odpowiednikiem rozdziału 8 starej ustawy i w pełni poświęcony jest tematyce odpowiedzialności za szkody jądrowe. Podstawowa różnica polega na zastosowaniu w ustawie z 2000 r. autonomicznego słownika w rozdziale 12, który zawiera odrębne definicje legalne dla pojęć używanych w tym rozdziale, niekiedy zmieniając zakres przedmiotowy w stosunku do tożsamy pojęć stosowanych w pozostałych fragmentach ustawy. Zasadnicze zmiany w stosunku do starej ustawy dotyczą nowej definicji szkody jądrowej, wprowadzając definicję wypadku jądrowego i urządzenia jądrowego. Znaczącą zmianą jest wprowadzenie kwotowego ograniczenia odpowiedzialności osoby eksploatującej⁸ oraz wprowadzenie procedury dochodzenia

roszczeń. Przepisy rozdziału XII ustawy – Prawo atomowe są w dużej mierze zbieżne z postanowieniami Protokołu zmieniającego Konwencję wiedeńską z 1963 r. o odpowiedzialności za szkodę jądrową z dnia 12 września 1997 r.⁹. Podkreślenie tego faktu jest bardzo istotne, ponieważ Polska przystąpiła do Protokołu zmieniającego dopiero w 2010 r., mimo to znacznie wcześniej doprowadzono do harmonizacji polskiego ustawodawstwa z międzynarodowymi regułami specyficznego reżimu odpowiedzialności za szkody jądrowe, który jest wspólny dla większości państw będących stronami Konwencji wiedeńskiej, jak i paryskiej¹⁰. Należy zaznaczyć, że ratyfikacja Protokołu zmieniającego została wstrzymana ze względu na przystąpienie Polski do Unii Europejskiej, co mogło skutkować koniecznością rozstrzygnięcia, czy Polska jako członek UE powinna uczestniczyć w systemie paryskim z zakresu odpowiedzialności za szkody jądrowe, czy też pozostać członkiem porządku wiedeńskiego¹¹. Członkostwo w Unii Europejskiej nie determinuje konieczności przystąpienia do paryskiego systemu odpowiedzialności, wobec czego Polska podjęła działania w celu ratyfikacji Protokołu zmieniającego Konwencję wiedeńską. W owym czasie z nowych członków Unii Europejskiej jedynie Słowenia zdecydowała się na uczestnictwo w paryskim systemie odpowiedzialności.

Uwagi dotyczące wzajemnych relacji prawa międzynarodowego i krajowego

Mając na uwadze przedmiot niniejszego opracowania, konieczne wydaje się wskazanie zależności pomiędzy umową międzynarodową, jaką niewątpliwie jest Konwencja wiedeńska, a ustawą – Prawo atomowe. Zależność ta jest wielopłaszczyznowa – dotyczy dwóch aktów prawnych różnego rzędu w systematyce źródeł prawa w Polsce, lecz reguluje tę samą materię w dwojaki sposób. W zakresie pierwszej wątpliwości stosowną odpowiedź niesie art. 87 ust. 1 Konstytucji Rzeczypospolitej Polskiej¹², stanowiący o źródłach prawa w formie zamkniętego katalogu, wymieniając ratyfikowane umowy międzynarodowe w dalszej kolejności za Konstytucją i ustawami. W zakresie drugiej wątpliwości art. 91 ust. 1 Konstytucji stanowi, że ratyfikowana umowa międzynarodowa, po jej ogłoszeniu

⁴ Wyjaśnienie tych pojęć zostało opublikowane w artykule „Odpowiedzialność za szkodę jądrową na gruncie prawa międzynarodowego” w numerze 4/2016 Biuletynu.

⁵ Konwencja wiedeńska o odpowiedzialności cywilnej za szkodę jądrową, sporządzonej w Wiedniu dnia 21 maja 1963 r. (Dz. U. 1990 Nr 63, poz. 370), zwana dalej Konwencją wiedeńską.

⁶ Ustawa z dnia 29 listopada 2000 r. (Dz.U. 2001 Nr 3, poz. 18). Ustawa była wielokrotnie nowelizowana, ostatni tekst jednolity został ogłoszony w Dz. U. z 2018 r. poz. 792.

⁷ Na potrzeby niniejszego opracowania nazywana będzie ustawą – Prawo atomowe.

⁸ Wyjaśnienie tych pojęć zostało opublikowane w artykule „Finansowy aspekt odpowiedzialności za szkodę jądrową” w numerze 3/2017 Biuletynu.

⁹ Protokół zmieniający Konwencję wiedeńską z 1963 r. o odpowiedzialności za szkodę jądrową z dnia 12 września 1997 r. (Dz. U. 2011 Nr 4, poz. 9), zwany dalej Protokołem zmieniającym.

¹⁰ Convention on Third Party Liability in the Field of Nuclear Energy of 29th July 1960, as amended by the Additional Protocol of 28th January 1964 and by the Protocol of 16th November 1982.

¹¹ Wyjaśnienie tych pojęć zostało opublikowane w artykule „Odpowiedzialność za szkodę jądrową na gruncie prawa międzynarodowego” w numerze 4/2016 Biuletynu.

¹² Konstytucja Rzeczypospolitej Polskiej z dnia 2 kwietnia 1997 r. (Dz. U. nr 78, poz. 483 ze zm.), zwana dalej Konstytucją.

w Dzienniku Ustaw, stanowi część krajowego porządku prawnego i jest bezpośrednio stosowana, chyba że jej stosowanie jest uzależnione od wydania ustawy. Oznacza to, że można stosować bezpośrednio tylko taką umowę międzynarodową, która została opublikowana w Dzienniku Ustaw (co ma również zastosowanie do Konwencji wiedeńskiej¹³). Stosownie do art. 91 ust. 2 Konstytucji umowa międzynarodowa **ratyfikowana za uprzednią zgodą wyrażoną w ustawie** ma pierwszeństwo przed ustawą, jeżeli ustawy tej nie da się pogodzić z umową (w przypadku kolizji). Należy zaznaczyć, że przyjęcie Konwencji wiedeńskiej nastąpiło w 1990 r., a więc przed obowiązywaniem Konstytucji z 1997 r., lecz zgodnie z art. 241 ust. 1 Konstytucji umowy międzynarodowe ratyfikowane przed wejściem Konstytucji w życie uważa się za umowy ratyfikowane za zgodą wyrażoną w ustawie.

Przenosząc powyższe rozważania do przedmiotu niniejszego opracowania, w przypadku rozbieżności (kolizji) pomiędzy postanowieniami ustawy – Prawo atomowe a Konwencją wiedeńską, który z aktów prawnych należy stosować, sąd, wydając wyrok, zastosuje przepis Konwencji, pod warunkiem że z treści stosownego przepisu Konwencji wyniknie możliwość bezpośredniego stosowania (nie zostanie zastosowana klauzula „jeżeli ustawodawstwo krajowe nie stanowi inaczej” lub podobna). Mając na uwadze zupełny charakter Konwencji wiedeńskiej, jej stosowanie w całości jest możliwe, ponieważ zawiera zupełne i w pełni samodzielne normy prawne.

Autonomiczny słownik ustawowy

Jak zostało zaznaczone wcześniej, rozdział XII ustawy – Prawo atomowe zawiera odrębny słownik pojęć, który definiuje pojęcia na potrzeby specyficznych przepisów tego rozdziału. Słownik ten został umieszczony w art. 100 ustawy – Prawo atomowe i odnosi się on jedynie do reguł odpowiedzialności za szkody jądrowe. Przedmiotowy

słownik w dużej mierze zbieżny jest z siatką definicji art. I Konwencji wiedeńskiej:

- urządzeniem jądrowym jest reaktor jądrowy, z wyjątkiem reaktora wykorzystywanego w środkach transportu morskiego lub lotniczego jako źródło mocy bądź napędu, bądź w innym celu, zakład używający paliwa jądrowego do produkcji materiału jądrowego lub zakład przetwarzania materiału jądrowego, łącznie z zakładem przerobu wypalonego paliwa jądrowego, urządzenie, w którym jest przechowywany lub składowany materiał jądrowy, z wyjątkiem przechowywania związanego z przewozem takiego materiału¹⁴;
- reaktorem jądrowym jest urządzenie zawierające paliwo jądrowe w stanie, w którym samopodtrzymująca się reakcja łańcuchowa rozszczepienia jądrowego może następować bez dodatkowego źródła neutronów¹⁵;
- paliwem jądrowym jest materiał, który może wytwarzać energię przez samopodtrzymującą się reakcję łańcuchową rozszczepienia jądrowego¹⁶;
- materiałem jądrowym jest paliwo jądrowe, z wyjątkiem uranu naturalnego lub uranu zubożonego, które może wytwarzać energię w drodze samopodtrzymującej się reakcji łańcuchowej rozszczepienia jądrowego poza reaktorem jądrowym, zarówno samo, jak i w połączeniu z innymi materiałami, oraz produkty lub odpady promieniotwórcze – materiał promieniotwórczy, wytworzony w procesie produkcji lub wykorzystywania paliwa jądrowego lub materiał, który stał się promieniotwórczy przez napromieniowanie w związku z tym procesem, z wyłączeniem izotopów promieniotwórczych, które osiągnęły końcową fazę ich wytwarzania, tak aby mogły być wykorzystane do celów naukowych, medycznych, rolniczych, handlowych lub przemysłowych¹⁷;
- szkodą jądrową¹⁸ jest szkoda na osobie, szkoda w mieniu, szkoda w środowisku jako dobru wspólnym¹⁹;
- środki zapobiegawcze są to wszelkie właściwe środki podjęte po wypadku jądrowym w celu zapobieżenia szkodzie jądrowej²⁰;

eksploatującej i zlokalizowanych w tym samym miejscu za jedno urządzenie jądrowe.

¹³Stosownie do art. 89 ust. 1 pkt 5, jeśli materia umowy międzynarodowej mieści się w zakresie spraw regulowanych przez ustawę, to przyjęcie takiej umowy międzynarodowej wymaga uprzedniej zgody wyrażonej w ustawie. Ratyfikacja umów międzynarodowych w trybie art. 89 Konstytucji stanowi zdecydowaną większość spośród trybów związania się umową międzynarodową przez Polskę. Z racji regulacji dotyczącej odpowiedzialności za szkody jądrowe w rozdziale 8 starej ustawy, przyjęcie Konwencji wiedeńskiej również zostało podniesione do rangi ustawowej. Istotne jest podkreślenie, że w 1990 r. był inny tryb ratyfikacji umów międzynarodowych, lecz mimo to na gruncie art. 241 Konstytucji **Konwencja wiedeńska z racji ogłoszenia w Dzienniku Ustaw może być stosowana bezpośrednio.**

¹⁴Por. art. 100 pkt 1 ustawy – Prawo atomowe i art. I ust. 1 lit. j Konwencji wiedeńskiej. Konwencja wiedeńska w art. I ust. 1 lit. j pkt iv rozszerza definicję urządzenia jądrowego o takie inne urządzenia, w których znajduje się paliwo jądrowe, materiały promieniotwórcze lub odpady, jakie określi od czasu do czasu Rada Zarządzających Międzynarodowej Agencji Energii Atomowej. Ponadto, Konwencja daje prawo Państwom Urządzenia do uznania poszczególnych urządzeń jądrowych należących do jednej osoby

¹⁵Por. art. 100 pkt 2 ustawy – Prawo atomowe i art. I ust. 2.

¹⁶Por. art. 100 pkt 3 ustawy – Prawo atomowe i art. I ust. 1 lit. f Konwencji wiedeńskiej.

¹⁷Por. art. 100 pkt 4 ustawy – Prawo atomowe i art. I ust. 1 lit. h Konwencji wiedeńskiej. Podkreślić należy, że art. 100 pkt 4 ustawy – Prawo atomowe zawiera węższą definicję produktów i odpadów promieniotwórczych w porównaniu z definicją konwencyjną. Co więcej, pojęcie produktów promieniotwórczych nie ma zastosowania w pozostałej części ustawy.

¹⁸Por. art. 100 pkt 5 ustawy – Prawo atomowe i art. I ust. 1 lit. k Konwencji wiedeńskiej.

¹⁹Regulacje dotyczące szkody jądrowej w środowisku nie będą omawiane w niniejszym opracowaniu.

²⁰Por. art. 100 pkt 5 ustawy – Prawo atomowe i art. I ust. 1 lit. n Konwencji wiedeńskiej. Definicja konwencyjna zawiera szersze unormowanie – wszelkie właściwe środki podjęte przez każdą osobę po zaistnieniu wypadku jądrowego w celu zapobieżenia lub minimalizacji szkody, ponadto w art. I ust. 1 lit. o precyzuje pojęcie „wszelkich właściwych środków”.

- wypadkiem jądrowym jest jakiegokolwiek zdarzenie lub seria zdarzeń, mających to samo źródło pochodzenia, które powodują szkodę jądrową lub poważne i bezpośrednie zagrożenie jej powstaniem²¹;
- osobą eksploatującą jest podmiot eksploatujący urządzenie jądrowe²²;
- SDR jest jednostką rachunkową Międzynarodowego Funduszu Walutowego²³.

Problematyka odpowiedzialności za transport materiałów jądrowych

Jedną z podstawowych zasad reżimu odpowiedzialności za szkodę jądrową jest tzw. **skanalizowana odpowiedzialność osoby eksploatującej**, która ma swoje odzwierciedlenie w art. 101 ust. 1 ustawy – Prawo atomowe, stanowiąc, iż osoba eksploatująca ponosi wyłączną odpowiedzialność za szkodę jądrową, spowodowaną wypadkiem jądrowym w urządzeniu jądrowym lub związaną z tym urządzeniem, chyba że szkoda nastąpiła bezpośrednio wskutek działań wojennych lub konfliktu zbrojnego. Kanalizacja (skupienie) odpowiedzialności ma doniosłe znaczenie, czego wyrazem jest art. 101 ust. 2 ustawy statuujący, że w czasie transportu materiałów jądrowych odpowiedzialność ponosi osoba eksploatująca urządzenie jądrowe, z którego ten materiał został wysłany, chyba że umowa z odbiorcą stanowi inaczej. Wprowadzono tym samym domniemanie, że w przypadku transportu materiałów jądrowych odpowiedzialny jest zawsze nadawca, chyba że przedstawi dowód w postaci umowy z odbiorcą w zakresie przeniesienia odpowiedzialności.

Zgodnie z art. 103 ust. 1 ustawy osoba eksploatująca urządzenie jądrowe jest obowiązana do zawarcia umowy ubezpieczenia odpowiedzialności cywilnej za wyrządzoną szkodę jądrową oraz niezależnie od tego obowiązku, w przypadku transportu materiału jądrowego z urządzenia jądrowego, jest obowiązana do zawarcia umowy ubezpieczenia odpowiedzialności cywilnej za szkodę jądrową wyrządzoną w czasie transportu. Stosownie do art. 103 ust. 7 ustawy minimalna suma gwarancyjna dla reaktora badawczego oraz w przypadku transportu materiału jądrowego pochodzącego z tego reaktora w odniesieniu do jednego zdarzenia, którego skutki są objęte umową ubezpieczenia, nie może być niższa od kwoty stanowiącej równowartość w złotych 400 000 SDR ani wyższa od kwoty stanowiącej równowartość w złotych 5 000 000 SDR.

²¹Por. art. 100 pkt 8 ustawy – Prawo atomowe i art. I ust. 1 lit. 1 Konwencji wiedeńskiej.

²²Por. art. 100 pkt 9 ustawy – Prawo atomowe i art. I ust. 1 lit. c Konwencji wiedeńskiej. Obie definicje mimo tożsamesgo zakresu są różne. Ustawa – Prawo atomowe definiuje osobę eksploatującą poprzez kryterium faktu eksploatacji urządzenia jądrowego. Konwencja wiedeńska przyznaje status osoby eksploatującej w przypadku osoby wyznaczonej lub uznanej przez Państwo Urządzenia za osobę eksploatującą urządzenie jądrowe. Różnica jest zasadnicza, bowiem Konwencja wymaga uznania ze strony

Stosownie do regulacji art. 103b ustawy **do przeprowadzenia kontroli** spełnienia obowiązku **zawarcia umowy ubezpieczenia**, o którym mowa w art. 103 ustawy, są **uprawnione organy dozoru jądrowego**, a spełnienie obowiązku zawarcia umowy ubezpieczenia, o którym mowa w art. 103, ustala się na podstawie dokumentu ubezpieczenia, potwierdzającego zawarcie umowy tego ubezpieczenia, wystawionego osobie eksploatującej przez zakład ubezpieczeń.

Rozważyć należy, czy w przypadku transportu materiałów jądrowych zawarcie umowy przenoszącej odpowiedzialność pomiędzy odbiorcą a osobą eksploatującą urządzenie jądrowe, z którego ten materiał jest wysyłany, zwalnia z obowiązku zawarcia umowy ubezpieczenia odpowiedzialności za szkodę wyrządzoną w czasie transportu, o którym mowa w art. 103 ust. 2 ustawy.

Z literalnego brzmienia art. 103b ust. 2 ustawy wynika, że spełnienie obowiązku ubezpieczenia ustala się na podstawie dokumentu ubezpieczenia, potwierdzającego zawarcie umowy tego ubezpieczenia, wystawionego osobie eksploatującej przez zakład ubezpieczeń. Umowa przeniesienia odpowiedzialności pomiędzy eksploatującym a odbiorcą materiałów jądrowych nie jest dokumentem wystawionym przez zakład ubezpieczeń. Co więcej, wystawienie dokumentu ubezpieczenia dla podmiotu zobowiązanego umową przenoszącą odpowiedzialność nie spełnia przesłanki zawartej w art. 103b, ponieważ mówi on o obowiązku zawarcia umowy ubezpieczenia przez osobę eksploatującą. Przedmiotowy przepis nie przewiduje okoliczności, o której mowa w art. 101 ust. 2 ustawy, tj. przeniesienia odpowiedzialności na odbiorcę transportowanego materiału jądrowego; nie mówi o kryteriach spełnienia obowiązku ubezpieczeniowego w takim przypadku. Literalna wykładnia tego przepisu prowadzi do konstatacji, iż osoba eksploatująca zobowiązana jest na podstawie art. 103 ust. 2 do zawarcia umowy ubezpieczenia odpowiedzialności wyrządzonej w czasie transportu, mimo przeniesienia tej odpowiedzialności na odbiorcę materiałów jądrowych. Takie rozumowanie prowadzić będzie do sytuacji, że w przypadku transportu materiałów jądrowych transport ten będzie objęty dwiema umowami ubezpieczenia, co stoi w sprzeczności z uprawnieniem do przeniesienia odpowiedzialności na odbiorcę materiału jądrowego – przeniesienie to w tym przypadku nie zwalniałoby osoby eksploatującej z posiadania ubezpieczenia transportu materiałów jądrowych z urządzenia jądrowego.

organów Państwa Urządzenia za osobę eksploatującą lub wyznaczoną do tej roli. Decyduje w tym przypadku nie kryterium faktu, a władczej decyzji ze strony uprawnionego podmiotu działającego w imieniu państwa.

²³Por. art. 100 pkt 10 ustawy – Prawo atomowe i art. I ust. 1 lit. p Konwencji wiedeńskiej. Definicja konwencyjna jest szersza, ale zawiera ten sam zakres przedmiotowy, definiując SDR jako specjalne prawo ciągnięcia, czyli jednostkę rozliczeniową zdefiniowaną i stosowaną przez Międzynarodowy Fundusz Walutowy w jego własnych operacjach i transakcjach.

Wobec powyższego konieczne będzie przeprowadzenie wykładni celowościowej art. 103b ustawy. Należy zaznaczyć, iż istotą przepisu art. 101 ust. 2 ustawy jest swoboda przeniesienia na drodze umowy obowiązku odszkodowawczego z osoby eksploatującej urządzenie jądrowe, z którego materiały jądrowe są wysyłane, na odbiorcę tychże materiałów. Co więcej, niezasadne byłoby obciążanie eksploatującego, który zwolnił się z ciężaru odpowiedzialności wynikłego w czasie transportu, do posiadania zabezpieczenia odpowiedzialności tego transportu – na mocy umowy między nadawcą i odbiorcą materiału jądrowego, odpowiedzialność będzie ponosić tylko jeden z nich. Wobec powyższego należy uznać, że jeśli na podstawie art. 101 ust. 2 ustawy przeniesiono obowiązek odpowiedzialności wyrządzonej w czasie transportu materiałów jądrowych, to odbiorca transportu będzie traktowany jak osoba eksploatująca, o której mowa w przepisach rozdziału XII ustawy. Skoro umowa z odbiorcą przewiduje przeniesienie odpowiedzialności, to wszelkie wymogi stawiane osobie eksploatującej powinny być wymagane od zobowiązanego umową odbiorcy transportu.

Art. 103b ustawy używa sformułowania „spełnienia obowiązku zawarcia umowy ubezpieczenia”. Należy mieć na uwadze, że pojęcie to precyzowane jest w ust. 2, które stanowi, iż spełnienie obowiązku ustala się na podstawie dokumentu ubezpieczenia potwierdzającego zawarcie umowy tego ubezpieczenia, wystawionego osobie eksploatującej. Zważywszy na fakt, że w przypadku przeniesienia odpowiedzialności podczas transportu na odbiorcę materiałów jądrowych zobowiązany będzie inny podmiot, wystarczające będzie okazanie przez zobowiązanego odbiorcę posiadanego dokumentu potwierdzającego zawarcie stosownej umowy ubezpieczenia. Umowa pomiędzy osobą eksploatującą a odbiorcą materiałów powinna przewidywać obowiązek przedłożenia potwierdzenia posiadania ubezpieczenia przez odbiorcę, który zobowiązał się do przejęcia odpowiedzialności za przewożony materiał jądrowy. Posiadanie takiego dokumentu przez osobę eksploatującą, która wysyła materiały jądrowe, jest konieczne ze względu na obowiązek przewidziany w art. 103a, który stanowi, że osoba eksploatująca urządzenie jądrowe, z którego ma zostać wysłany materiał jądrowy, jest obowiązana przekazać jednostce organizacyjnej dokonującej jego transportu wystawiony przez zakład ubezpieczeń dokument potwierdzający spełnienie obowiązku zawarcia umowy ubezpieczenia. Dokument ten zawiera nazwę i adres siedziby zakładu ubezpieczeń, nazwę i adres siedziby osoby eksploatującej (wraz z wydanym przez organ dozoru jądrowego zaświadczeniem potwierdzającym, że dany podmiot jest osobą eksploatującą w rozumieniu przepisów o odpowiedzialności), wskazanie okresu ubezpieczenia oraz wysokości sumy gwarancyjnej, określenie materiału jądrowego, którego transport jest objęty ubezpieczeniem, a także podpis osoby wystawiającej dokument, z podaniem stanowiska służbowego.

Powyższa regulacja ma również odzwierciedlenie w treści Konwencji wiedeńskiej, która w art. II statuuje, że osoba eksploatująca urządzenie jądrowe ponosi odpowiedzialność, jeżeli zostanie udowodnione, że szkoda ta została spowodowana przez wypadek jądrowy, z udziałem materiału jądrowego pochodzącego lub powstałego w jej urządzeniu jądrowym, w odniesieniu do wypadku jądrowego, który miał miejsce, zanim na mocy wyraźnych postanowień umowy zawartej na piśmie odpowiedzialność za wypadek jądrowy z udziałem takiego materiału została przeniesiona na osobę eksploatującą inne urządzenie jądrowe. Powyższy przepis daje wyraźne upoważnienie do przenoszenia odpowiedzialności pomiędzy operatorami urządzeń jądrowych za pomocą wyraźnych postanowień umownych, a *contrario* przeniesienie odpowiedzialności między osobami eksploatującymi nie może być dorozumiane. Art. III konwencji stanowi, że osoba eksploatująca odpowiedzialna, zgodnie z postanowieniami niniejszej konwencji, powinna dostarczyć przewoźnikowi świadectwo wydane przez ubezpieczyciela lub w jego imieniu albo przez innego poręczyciela dostarczającego zabezpieczenia finansowego, zgodnie z postanowieniami artykułu VII. Świadectwo takie powinno stwierdzać nazwę i adres osoby eksploatującej oraz kwotę, rodzaj i okres ważności zabezpieczenia, a stwierdzenia te nie mogą być kwestionowane przez osobę, która wydała świadectwo, lub w której imieniu zostało ono wydane. Świadectwo takie powinno również określać materiał jądrowy, do którego zabezpieczenie ma zastosowanie, oraz powinno zawierać oświadczenie kompetentnego organu państwowego Państwa Urządzenia stwierdzające, iż wymieniona osoba jest osobą eksploatującą w rozumieniu niniejszej konwencji.

Mając na uwadze powyższe, w przypadku przeniesienia odpowiedzialności na inną osobę eksploatującą staje się ona osobą odpowiedzialną w rozumieniu konwencji za powstałe szkody jądrowe, co za tym idzie, jest objęta jej postanowieniami.

Podsumowanie

W powyższym artykule scharakteryzowano główne założenia zasad odpowiedzialności cywilnej za szkody jądrowe na gruncie polskiego ustawodawstwa. Polskie regulacje prawne bez wątpienia są pod dużym wpływem rozwiązań znanych z Konwencji wiedeńskiej, wynika to z konieczności dostosowania treści przepisów krajowych do postanowień prawa międzynarodowego. Zastrzeżenia może budzić sposób, w jaki przyjęto przedmiotowe przepisy, stosując bezrefleksyjnie pojęcia konwencyjne, które są obce całemu systemowi prawa atomowego w Polsce, czego przykładem może być zastosowanie pojęcia produktów promieniotwórczych. W ocenie autora tak dokładna transpozycja art. I ust. 1 lit. h Konwencji wiedeńskiej jest zbyt precyzyjna, ponieważ wprowadza nieporządek do auto-

nomicznego zespołu definicji legalnych w ustawie, a w razie konieczności Konwencja wiedeńska będzie stosowana bezpośrednio na podstawie przytoczonych przepisów Konstytucji.

Drugim problemem poprawnej adopcji Konwencji wiedeńskiej do krajowego porządku prawnego jest wzajemny konflikt norm prawnych dotyczących zapewnienia obowiązku ubezpieczenia transportu materiałów jądrowych i kontroli spełnienia tego obowiązku przez dozór jądrowy. Jak zostało opisane, rozwiązanie tego istotnego problemu prawnego (zdaniem autora znacznie istotniejszego niż teoretyczne rozważania o zakresie odpowiedzialności operatora urządzenia jądrowego, bowiem mającego wymiar praktyczny ze względu na regularne transporty takich materiałów przez terytorium Rzeczypospolitej) możliwe jest jedynie w przypadku sięgnięcia do przepisów Konwencji wiedeńskiej i właściwego ich zastosowania w przedmiotowym przypadku.

Notka o autorze

Maciej Lemiesz – prawnik, absolwent Wydziału Prawa i Administracji Uniwersytetu Łódzkiego, specjalista w Departamencie Bezpieczeństwa Jądrowego Państwowej Agencji Atomistyki.

Literatura

1. Druk sejmowy nr 2258 z dnia 20 sierpnia 2009 r. o ratyfikacji Protokołu Zmieniającego Konwencję wiedeńską z 1963 roku o odpowiedzialności cywilnej za szkodę jądrową, sporządzonego w Wiedniu dnia 12 września 1997 r.
2. Konstytucja Rzeczypospolitej Polskiej z dnia 2 kwietnia 1997 r. (Dz. U. nr 78, poz. 483 ze zm.).
3. Konwencja wiedeńska o odpowiedzialności cywilnej za szkodę jądrową, sporządzona w Wiedniu dnia 21 maja 1963 r. (Dz. U. 1990 Nr 63, poz. 370), zwana dalej Konwencją wiedeńską.
4. R. Majda, *Cywilna odpowiedzialność za szkodę jądrową w polskim prawie atomowym*, Łódź 2006.
5. Protokół zmieniający Konwencję wiedeńską z 1963 r. o odpowiedzialności za szkodę jądrową z dnia 12 września 1997 r. (Dz. U. 2011 Nr 4, poz. 9).
6. C. Stoiber, A. Baer, N. Pelzer, W. Tonhauser: *Handbook on Nuclear Law*, Wiedeń 2003.
7. Ustawa z dnia 10 kwietnia 1986 r. – Prawo atomowe (Dz. U. z 1986 r., nr 12, poz. 70 ze zm.).
8. Ustawa z dnia 29 listopada 2000 r. – Prawo atomowe (Dz. U. z 2018 r. poz. 792).

Radiotoksyczność wypalonego paliwa jądrowego

Łukasz Koszuk
Narodowe Centrum Badań Jądrowych

1. Wstęp

W artykule omówiono zagadnienie radiotoksyczności wypalonego paliwa jądrowego na podstawie wyników pracy zrealizowanej na zlecenie Ministerstwa Energii, opisanej w raporcie pt. „Analiza porównawcza składu izotopowego i radiotoksyczności wypalonych kaset paliwowych reaktorów ABWR, AP-1000, APR1400 oraz EPR za pomocą modeli wysokiej dokładności”. Analiza wykonana została w trzysobowym zespole z Zakładu Energetyki Jądrowej i Analiz Środowiska Narodowego Centrum Badań Jądrowych: mgr Małgorzata Klisińska, dr Krzysztof Andrzejewski, pod kierunkiem autora niniejszego artykułu.

Dotychczasowe analizy dotyczące postępowania z wypalonym paliwem w ramach Programu Polskiej Energetyki Jądrowej dotyczyły obliczeń fizycznej ilości tego paliwa i postępowania z nim w perspektywie 10–100 tysięcy lat [1]. W innym opracowaniu [2] przeanalizowano metody składowania wypalonego paliwa i koszt demontażu elektrowni jądrowej po zakończeniu jej pracy.

Opracowanie przygotowane dla Ministerstwa Energii poświęcone było obliczeniom wykonywanym przed umieszczeniem wypalonego paliwa w przechowalnikach wodnych po wyładowaniu z reaktora w trakcie okresowych przeładunków, a także załadunku kontenerów do przechowywania/transportu wypalonego paliwa. Wypalone paliwo jest silnie radioaktywne i produkuje znaczne ilości ciepła. Na początku niezbędne jest więc nieprzerwane chłodzenie wodne, które pociąga za sobą konieczność zapewnienia podkrytyczności przechowalnika w trakcie jego eksploatacji, a także w stanach awaryjnych, z zachowaniem bezpieczeństwa radiacyjnego dla personelu.

Wspomnianą analizę wykonano dla czterech najpopularniejszych typów reaktorów jądrowych generacji III/III+, dostępnych na rynku, które mogą mieć istotne znaczenie w Programie Polskiej Energetyki Jądrowej. W pracy zebrano wszystkie niezbędne dane dotyczące

kaset paliwowych tych reaktorów, które posłużyły do wykonania dokładnych modeli w programie SCALE/TRITON. SCALE jest jednym z najpopularniejszych systemów kodów do obliczeń neutronowych, wykorzystywanych na całym świecie, rozwijanych przez Oak Ridge National Laboratory w USA.

Obliczenia w programie SCALE/TRITON wykonane były w geometrii dwuwymiarowej. Pozwoliło to na pełne uwzględnienie geometrii rozpatrywanych kaset paliwowych i dokładne obliczenie zmian ich składu izotopowego i reaktywności w trakcie wypalania. Dzięki temu powstał bogaty materiał do porównań ekonomii wydzielania energii, roli wypalających się truczyn i końcowej radiotoksyczności. Materiał ten może być przydatny przy wyborze reaktora dla Polskiego Programu Energetyki Jądrowej.

Praca przedstawiona we wspomnianym wyżej raporcie jest kolejnym krokiem w rozwoju kompetencji pracowników naukowych Narodowego Centrum Badań Jądrowych i doskonale wpisuje się w zadanie przygotowywania Instytutu do roli TSO (ang. *Technical Support Organisation*) – instytucji gotowej wspierać merytorycznie dozór jądrowy oraz inwestora pierwszej i kolejnych elektrowni jądrowych.

2. Radiotoksyczność

W literaturze trudno jest znaleźć jedną, ustaloną definicję radiotoksyczności. Międzynarodowa Agencja Energii Atomowej (MAEA) w publikacji [3] próbuje usystematyzować wiedzę i wyjaśnić znaczenie toksyczności radionuklidów. Warto jednak przyjrzeć się przyjętej definicji toksyczności chemicznej, aby zobaczyć, w jaki sposób może ona prowadzić do opracowania podobnej definicji dla izotopów promieniotwórczych. W publikacji przytaczanej w raporcie MAEA [4] jej autor definiuje toksyczność i ściśle powiąza-

ne pojęcie zagrożenia toksykologicznego w następujący sposób:

Toksyczność to zdolność chemicznej cząsteczki lub związku do wyrządzenia szkody po dotarciu do podanego miejsca w ciele lub na ciele.

Analogicznie możemy przyjąć następującą definicję toksyczności radionuklidu:

Toksycznością radionuklidów nazywamy ich zdolność do uszkodzenia ciała, na skutek ekspozycji ciała na emitowane przez te radionuklidy promieniowanie jonizujące.

Podobną definicję przytacza T. Musiałowicz z Centralnego Laboratorium Ochrony Radiologicznej w publikacji [5]:

Radiotoksyczność to zdolność nuklidu promieniotwórczego do powodowania uszkodzeń poprzez promieniowanie wtedy, gdy znajduje się on wewnątrz organizmu człowieka.

Istnieją zasadnicze różnice w działaniu chemicznej substancji trującej i radionuklidu. W przypadku trucizn chemicznych uwagę zwracają ostre objawy zatrucia, podczas gdy działanie nawet znacznych dawek promieniowania pochodzącego od radionuklidów inkorporowanych, czyli tych, które przeniknęły do wnętrza organizmu, ujawnia się dopiero po dłuższym czasie od momentu wnikięcia ich do ustroju.

Działanie radiotoksyczne nuklidów promieniotwórczych na ustrój człowieka zależy od wielu czynników fizycznych i chemicznych, z których najważniejsze są: okres połowicznego rozpadu, energia i rodzaj promieniowania emitowanego przez izotop, stopień rozpuszczalności. Działanie to zależy również od czynników biologicznych, takich jak sposób przeniknięcia do ustroju, miejsca odkładania i szybkości wydalania radionuklidu z organizmu. Ogólnie można stwierdzić, że najbardziej toksyczne są izotopy o długim okresie połowicznego rozpadu, emitujące cząstki .

Znajomość radiotoksyczności poszczególnych izotopów ma duże znaczenie dla ustalenia największych dopuszczalnych zawartości tych izotopów w organizmie. Dawki pochodzące od radionuklidów wnikających do ciała człowieka nie są bezpośrednio mierzalne. Dlatego do ich oceny niezbędne są modele biokinetyczne i dozymetryczne. Od wielu lat modele takie są opracowywane pod auspicjami Międzynarodowej Komisji Ochrony Radiologicznej, ICRP (ang. *International Commission on Radiological Protection*), a wyniki tych modeli stały się podstawą regulacji prawnych w większości krajów na świecie, w tym w Polsce. Podstawowym dokumentem ICRP, zawierającym opis biokinetycznych i dozymetrycznych modeli dla osób zatrudnionych zawodowo oraz zalecenia dotyczące limitów pochodnych był, wydany w 4 częściach, raport ICRP Publication 30 [6, 7, 8, 9]. Opierając się na tych modelach, opracowano dane dotyczące krzywych retencji i wydalania

radionuklidów z organizmu oraz formuła do oceny dawek promieniowania wewnętrznego, na potrzeby ochrony radiologicznej (*ICRP Publication 54*) [10, 11].

Radionuklid zgromadzony w organizmie człowieka podlega rozpadowi fizycznemu z charakterystycznym dla niego okresem połowicznego rozpadu i jednocześnie jest wydalany z organizmu na skutek czynności fizjologicznych. Czas, po którym w wyniku procesów biologicznych z organizmu usunięta zostanie połowa aktywności początkowej, przy wydalaniu w przybliżeniu wykładniczym, nazywamy biologicznym okresem połowicznego zaniku. Istnieją trzy drogi, którymi substancja promieniotwórcza może się dostać do organizmu człowieka:

- drogą oddechową wraz z wdychanym powietrzem,
- drogą pokarmową wraz ze spożywanym pokarmem,
- bezpośrednio do krwi przez rany cięte skóry.

Po wnikięciu substancji promieniotwórczej do organizmu jest ona transportowana do różnych narządów. Narząd, w którym w głównej mierze gromadzi się dany izotop promieniotwórczy, nazywamy narządem krytycznym. Droga, jaką przechodzi substancja promieniotwórcza, zależy od jej rodzaju i sposobu wnikięcia do organizmu. Wyznaczenie dawek pochodzących od radionuklidów znajdujących się w ciele człowieka jest bardziej złożone niż w przypadku promieniowania zewnętrznego, gdyż:

- dawek wewnętrznych nie można zmierzyć bezpośrednio,
- rozkład radionuklidów w ciele człowieka jest bardzo nierównomierny. Nawet w obrębie danego narządu lub tkanki rozkład dawki może być nierównomierny,
- narażenie na promieniowanie wewnętrzne jest rozciągnięte w czasie. W przypadku promieniowania zewnętrznego narażenie kończy się w momencie opuszczenia przez człowieka pola promieniowania. Radionuklidy w ciele człowieka pozostają natomiast źródłem narażenia do czasu, aż zostaną usunięte z organizmu poprzez procesy biologiczne lub rozpad fizyczny. Niektóre radionuklidy mogą pozostawać w organizmie i stanowić źródło narażenia do końca życia człowieka,
- każdy pierwiastek zachowuje się w organizmie odmiennie.

Do oceny dopuszczalności narażenia przyjmuje się jako kryterium dawki graniczne oraz zalecane przez ICRP wtórne i pochodne limity dawki. Do limitów wtórnych dotyczących skażeń wewnętrznych zalicza się roczne limity wchłonięcia drogą oddechową i pokarmową dla osób narażonych zawodowo, tzw. ALI (ang. *Annual Limits of Intake*). Do limitów pochodnych zalicza się odpowiednie stężenia izotopów promieniotwórczych w powietrzu, wodzie i innych mediach. Do oceny skażeń wewnętrznych osób pracujących z promieniowaniem jonizującym wykorzystuje się roczne wnikięcie graniczne (ALI) oraz pochodne stężenie radionuklidu w powietrzu, tzw. DAC (ang. *Derived Air Concentration*). ALI zostało zdefi-

niowane jako wniknięcie danego nuklidu promieniotwórczego w ciągu roku drogą pokarmową, oddechową lub przez skórę u człowieka umownego powodujące dawkę obciążającą równą odpowiedniej dawce granicznej. ALI wyrażane jest w jednostkach aktywności. DAC jest to stężenie (Bq/m^3) substancji promieniotwórczych w powietrzu odpowiadające rocznemu wchłonięciu granicznemu ALI, przy 40-godzinnym tygodniu pracy.

Radiotoksyczność danego izotopu określa się w siwertach (Sv) i oblicza się z poniższego wzoru:

$$R(Sv) = F_i \frac{Sv}{Bq} A_i(Bq) \quad (1)$$

gdzie: F_i to obciążająca dawka skuteczna promieniowania przy wchłonięciu lub spożyciu izotopu i o aktywności 1 Bq. Cały problem obliczenia radiotoksyczności sprowadza się do wyznaczenia obciążającej dawki skutecznej, którą oblicza się, znając wartości dwóch parametrów – współczynniki wagowe dla rodzajów promieniowania i zakresów energii oraz współczynniki wagowe dla tkanek ludzkich. Wartości tych współczynników ulegają zmianie wraz z poszerzaniem się wiedzy na temat wpływu promieniowania jonizującego na organizmy żywe i określane są przez ICRP. W Polsce informację na temat sposobu wyliczania dawki skutecznej promieniowania określa Rozporządzenie Rady Ministrów z dnia 18 stycznia 2005 r. w sprawie dawek granicznych promieniowania jonizującego (Dz.U. 2005 nr 20 poz. 168).

Grupa robocza ICRP podjęła próbę klasyfikacji radionuklidów na grupy w zależności od ich radiotoksyczności (względem zagrożenia dla całego ustroju ludzkiego lub narządu krytycznego). Jednak ze względu na szereg założeń, które trzeba poczynić, klasyfikacja ta jest subiektywna. Otrzymany podział na grupy oparty jest na najbardziej konserwatywnym założeniu limitu dawki ALI z uwzględnieniem masy i aktywności wchłanianej substancji. Szczegółowy opis procedury klasyfikacji radionuklidów i ich podział zawarto w raporcie [12]. W tabeli 1 przywołano podział radionuklidów na grupy radiotoksyczności.

Przy wykonywaniu obliczeń popularnym kodem ORIGEN z pakietu SCALE, który wykorzystywany jest we wspomnianym we wstępie opracowaniu do obliczenia radiotoksyczności wypalonego paliwa, posługuje się inną jednostką niż wspomniano wyżej. **Poziom radiotoksyczności radionuklidu mierzy się ilością m^3 wody potrzebnej do rozrzedzenia danego nuklidu do poziomu określonego w amerykańskich przepisach dotyczących ochrony radiologicznej RCGs (ang. *Radioactivity Concentration Guides*), który uznany jest za bezpieczny. Symbolicznie wielkość ta zapisywana jest w pracy jako H2OM.** Na przykład poziom radiotoksyczności 1 tony uranu naturalnego, wyrażony w H2OM, wynosi $1,725 \cdot 10^6 m^3$ wody.

3. Obliczanie radiotoksyczności wypalonego paliwa jądrowego

Wspomniano wyżej, że radiotoksyczność izotopów można podawać dwoma sposobami – w siwertach (Sv) lub w ilości m^3 wody (lub powietrza) potrzebnej do rozrzedzenia danego nuklidu do poziomu określonego w amerykańskich przepisach dotyczących ochrony radiologicznej, tzw. RCGs. Z wykonanej pod kierunkiem autora analizy wynika jednak, że sposób wyliczenia radiotoksyczności paliwa nie jest wcale taki oczywisty i pojawia się wiele pytań i kwestii, które powinny zostać wyjaśnione. Podczas realizacji wspomnianej analizy wykonano obliczenia radiotoksyczności paliwa trzema metodami.

Pierwsza metoda polega na obliczeniu kodem SCALE/TRITON aktywności promieniotwórczej izotopów w paliwie, a następnie wykorzystaniu wzoru (1) przedstawionego wyżej. W tym przypadku najważniejszy problem sprowadza się do określenia obciążającej dawki skutecznej promieniowania przy wchłonięciu lub spożyciu danego izotopu. Takie informacje podaje ICRP w publikacji [13]. Dane zawarte w tym dokumencie pochodzą z 1996 roku i mogą być już nieaktualne – wiedza na temat oddziaływania promieniowania jonizującego na organizmy zmienia się. Najbardziej aktualne informacje można znaleźć w raporcie Międzynarodowej Agencji Energii Atomowej [14], który opublikowany został w 2014 roku. W dokumencie tym usystematyzowano w tabelach wartości dawki skutecznej na jednostkę aktywności izotopu dla dwóch możliwych dróg dostania się nuklidu do organizmu – poprzez wdychanie oraz spożycie. Współczynniki te wypisano także w tabeli 2 dla interesujących nas izotopów – odpowiednio kolumna 2 i 3.

Powstaje teraz pytanie, jaką drogę dostania się nuklidu do organizmu należy przyjąć w analizie. Problem jest bardzo złożony i tak naprawdę zależy od rozpatrywanej, potencjalnej awarii/wypadku czy uszkodzenia przechowalnika wypalonego paliwa jądrowego. Wartość dawki skutecznej różni się nawet o kilka rzędów wielkości w zależności od drogi wchłonięcia izotopu. Czy jednak można przewidywać potencjalny przebieg zdarzenia za 10 tys. czy 1 mln lat, kiedy analizujemy potencjalne składowisko geologiczne wypalonego paliwa? Oczywiście nie, dlatego w niniejszej pracy autorzy określili radiotoksyczność paliwa dla trzech przypadków, zakładając, że wszystkie izotopy dostają się tylko drogą oddechową lub tylko drogą pokarmową oraz drogą mieszaną – w tym przypadku wybierano drogę wchłonięcia, dla której dawka skuteczna jest największa.

Druga metoda polega na obliczeniu kodem SCALE/TRITON radiotoksyczności, podanej w metrach sześciennych wody (lub powietrza, w zależności, czy rozpatrujemy drogę wchłonięcia poprzez oddychanie, czy spożycie – w pracy dokonano tylko obliczenia objętości wody). W instrukcji do systemów kodów SCALE [15] podano, że radiotoksyczność wyliczana jest na podstawie współczyn-

Tabela 1. Podział izotopów promieniotwórczych na grupy radiotoksyczności [12]

Grupa 1 – nuklidy bardzo wysokotoksyczne															
Ac225	Ac226	Ac227	Am241	Am242m	Bk247	Bk249	Cd113	Cd113m	Ce144	Cf246	Cf248	Cf249	Cf250	Cf251	Cf.252
Cf253	Cf254	Cm240	Cm242	Cm243	Cm244	Cm246	Cm250	Es253	Es254	Es254m	Fm252	Fm253	Fm257	Gd148	Hf178m
In115	Md258	Os194	Pa228	Pa230	Pa232	Pb210	Po210	Pu236	Pu238	Pu241	Ra223	Ra224	Ra225	Ra228	Ru106
Sr90	Sr90+Y90	Th227	Th228	Th229	Ti44	U230	U232								
Grupa 2 – nuklidy wysokotoksyczne															
Ac224	Ac228	Ag105	Ag106m	Ag108m	Ag110m	Ag111	Am242	Am243	Am244	As72	As73	As74	As76	At211	Au195
Au198	Au198m	Ba128	Ba133	Ba140	Bi205	Bi206	Bi207	Bi210	Bi212	Bi213	Bi214	Bk245	Bk250	Ca45	Ca47
Cd109	Cd115	Cd115m	Ce134	Ce139	Ce141	Ce143	Cf.244	Cm238	Cm241	Cm245	Cm248	Co56	Co57	Co58	Co60
Cs134	Cs136	Cs137	Dy166	Er172	Es251	Eu146	Eu148	Eu150	Eu152	Eu154	Eu155	Eu156	Fe59	Fm254	Fm255
Fr222	Fr223	Gd146	Gd151	Gd153	Ge68	Ge69	Hf172	Hf175	Hf179m	Hf181	Hg194	Hg203	Ho166	Ho166m	I124
I125	I126	I130	I131	I133	In114m	Ir190	Ir192	Ir192m	Ir194	Ir194m	La140	Lu171	Lu172	Lu173	Lu174
Lu174m	Lu177m	Md257	Mg28	Mn52	Mn54	Mo93	Mo99	Na22	Nb93m	Nb95	Nb96	Nd147	Ni56	Ni66	Np236
Np236m	Np238	Os185	Os191	P32	Pa227	Pa231	Pa233	Pb211	Pb212	Pb214	Pd100	Pm143	Pm144	Pm145	Pm146
Pm147	Pm148	Pm148m	Pm149	Pr142	Pr143	Pu234	Pu239	Pu240	Pu242	Pu246	Ra226	Ra226+d	Rb83	Rb84	Rb86
Rb87	Rh101	Rh102	Rh102m	Rh182m	Rh184	Rh184m	Rh186	Ru103	Sb120m	Sb122	Sb124	Sb125	Sb126	Sb127	Sc44m
Sc46	Sc48	Se75	Si32	Sm145	Sn113	Sn117m	Sn119m	Sn123	Sn125	Sr82	Sr85	Sr89	Ta179	Ta182	Ta183
Tb149	Tb156	Tb158	Tb160	Tb161	Tc95m	Tc97m	Te121m	Te123m	Te125m	Te127m	Te129m	Te131m	Te132	Th226	Th230
Th234	Tm167	Tm170	Tm171	Tm172	U233	U234	U237	V48	W188	Y88	Y90	Y91	Yb166	Yb169	Zn65
Zn72	Zr88	Zr95	Zr97												
Grupa 3 – nuklidy średniotoksyczne															
Ag102	Ag103	Ag104	Ag104m	Ag106	Ag112	Ag115	Am238	Am244m	Am245	Am246	Am246m	As69	As70	As71	As77
As78	At207	Au193	Au194	Au199	Au200	Au200m	Ba126	Ba131	Ba133m	Ba135m	Ba139	Ba141	Ba142	Be10	Be7
Bi200	Bi201	Bi202	Bi203	Bk246	Br74m	Br80m	Br74	Br75	Br75	Br77	Br80	Br82	Br83	Br84	C14
Cd104	Cd107	Cd117	Cd117m	Ce135	Ce137	Ce137m	Cm247	Cm249	Co58m	Co62m	Co55	Co61	Cr48	Cr49	Cr51
Cs125	Cs127	Cs129	Cs130	Cs131	Cs132	Cs134m	Cs138	Cu60	Cu61	Cu64	Cu67	Dy155	Dy157	Dy159	Dy165
Er161	Er169	Er171	Es250	Eu145	Eu149	Eu152m	Eu157	Eu158	F18	Fe52	Fe55	Fe60	Ga65	Ga66	Ga67
Ga68	Ga70	Ga72	Ga73	Gd145	Gd147	Ge66	Ge67	Ge71	Ge75	Ge77	Ge78	H3	Hf170	Hf173	Hf177m
Hf180m	Hf182m	Hf183	Hf184	Hg193	Hg193m	Hg195	Hg195m	Hg197	Hg197m	Hg199m	Ho155	Ho167	I120	I120m	I121
I123	I128	I132	I132m	I134	I135	In109	In110	In110m	In111	In113m	In115m	In116m	In117	In117m	In119m
Ir182	Ir184	Ir185	Ir186	Ir187	Ir190m	Ir195	Ir195m	K42	K43	K44	K45	La131	La132	La135	La141
La142	La143	Lu169	Lu170	Lu176m	Lu177	Lu178	Lu178m	Lu179	Mn52m	Mn51	Mn56	Mo101	Mo90	Mo93m	Na24
Nb89	Nb89m	Nb90	Nb94	Nb95m	Nb97	Nb98	Nd136	Nd138	Nd139m	Nd149	Nd151	Ni57	Ni63	Ni65	Np232
Np234	Np235	Np237	Np239	Os181	Os182	Os191m	Os193	P33	Pa234	Pb195m	Pb198	Pb199	Pb200	Pb201	Pb202m
Pb203	Pb209	Pd101	Pd103	Pd109	Pm141	Pm150	Pm151	Po203	Po203	Po205	Po207	Pr137	Pr138m	Pr139	Pr142m
Pr144	Pr145	Pr147	Pt186	Pt188	Pt189	Pt191	Pt193m	Pt195m	Pt197	Pt197m	Pt199	Pt200	Pu237	Pu243	Pu245
Ra227	Rb82m	Rb79	Rb89	Rh100	Rh101m	Rh105	Rh106m	Rh181	Rh182	Rh188	Rh188m	Rh189	Rh99	Rh99m	Ru105
Ru94	Ru97	S35	Sb116m	Sb118m	Sb119	Sb126m	Sb128m	Sb129	Sb130	Sb131	Sc43	Sc44	Sc47	Sc49	Se73m
Se70	Se73	Se81m	Se83	S131	Sm141	Sm141m	Sm142	Sm151	Sm153	Sm156	Sn110	Sn121	Sn121m	Sn123m	Sn127
Sn128	Sr80	Sr87m	Sr91	Sr92	Ta172	Ta173	Ta174	Ta175	Ta176	Ta177	Ta178	Ta180m	Ta185	Tb147	Tb150
Tb151	Tb153	Tb154	Tb155	Tb156m	Tb156m	Tb157	Tc104	Tc93	Tc93m	Tc94	Tc94m	Tc95	Tc96	Tc99m	Te116
Te121	Te123	Te123	Te127	Te129	Te131	Te133	Te133m	Te134	Th231	Tl45	Tl194m	Tl195	Tl197	Tl198	Tl198m
Tl199	Tl202	Tl204	Tm166	Tm173	U231	U236	U239	U240	V47	V49	W176	W177	W178	W181	W185
W187	Y86	Y86M	Y87	Y90m	Y91M	Y92	Y93	Y94	Y95	Yb175	Yb177	Yb178	Zn62	Zn63	Zn69
Zn69m	Zn71m	Zr86	Zr89												
Grupa 4 – nuklidy niskotoksyczne															
A126	Am237	Ar41	Au201	Ba131m	Bi210m	C11	Ca41	Cl36	Co60m	Cs135	Cs135m	Er165	Gd152	Hf182	Ho157
Ho159	Ho161	Ho162	Ho162m	Ho164	Ho164m	I129	In112	K40	Kr74	Kr76	Kr77	Kr81m	Kr83m	Kr85	Kr85m
Kr87	Kr88	La137	La138	Lu176	Mn53	Nb88	Nd139	Nd141	Ni59	Np233	Os180	Os189m	Pb202	Pb205	Pd107
Po203m	Pr136	Pt193	Pu235	Pu244	Rb81m	Rh103m	Rh107	Rh177	Rh178	Rh186m	Rh187	Sb115	Sb116	Sb117	Sb120
Sb124m	Sb128	Se79	Se81	Sm146	Sm147	Sm155	Sn111	Sn126	Sr85m	Ta180	Ta182m	Ta186	Tc101	Tc96m	Tc97
Tc98	Tc99	Th nat	Th ore	Th232	Tl194	Tm162	Tm175	U nat	U ore	U235	U238	W179	Xe131m	Xe133	Xe133m
Xe135	Xe135m	Yb162	Yb167	Zr93											

ników zawartych w bibliotece z danymi o procesach rozpadów izotopów. Biblioteka ta dostarczana jest wraz z kodem SCALE. Wspomniane współczynniki, jak podaje instrukcja [18], bazują na przepisach dotyczących ochrony radiologicznej wydanych przez amerykański dozór jądrowy NRC (ang. *Nuclear Regulatory Commission*) i jest to dokument, o którym mowa już była wcześniej – „*The radioactivity concentration guides (RCGs) for air and water*” [16] – co można przetłumaczyć jako *Przewodnik do określania dopuszczalnej koncentracji nuklidów w powietrzu i w wodzie* (a w zasadzie ich dopuszczalnej aktywności promieniotwórczej). Zatem radiotoksyczność obliczana jest przez program jako ilość metrów sześciennych wody (lub powietrza) potrzebnej do rozcieńczenia danego izotopu do poziomu określonego w amerykańskich przepisach wydanych przez dozór jądrowy. Na stronach internetowych NRC przytoczone są wszystkie przepisy dotyczące ochrony radiologicznej, także interesujące nas współczynniki, o których wspomina instrukcja do programu SCALE: „*Annual Limits on Intake (ALIs) and Derived Air Concentrations (DACs) of Radionuclides for Occupational Exposure; Effluent Concentrations; Concentrations for Release to Sewerage – NRC Regulations Title 10, Code of Federal Regulations, Part 20 – Appendix B to Part 20*”. ALIs oraz DACs są to inne współczynniki niż RCGs zawarte w [16]. W toku prowadzonej analizy próbowano odtworzyć metodę obliczania radiotoksyczności stosowaną w SCALE, jednak nie udało się to ani z wykorzystaniem współczynników ALI i DAC podanych na stronach NRC, ani współczynników RCGs.

Trzecia metoda jest oparta na kompilacji metody pierwszej i drugiej. Ponieważ nie udało się poznać metody wyznaczania radiotoksyczności w kodach SCALE, dokonano dodatkowego obliczenia tej wielkości wprost z wykorzystaniem współczynników RCGs. Znając aktywność promieniotwórczą wypalonego paliwa jądrowego, wyliczoną programem SCALE/TRITON, można dokonać obliczenia radiotoksyczności paliwa na podstawie prostej zależności:

$$\text{Radiotoksyczność [m}^3 \text{ wody (lub powietrza)]} = \frac{A[\text{Bq}]}{\text{RCG}_{\left[\frac{\text{Bq}}{\text{m}^3}\right]}} \quad (2)$$

gdzie: A – aktywność promieniotwórcza danego izotopu [Bq], RCG – dopuszczalna aktywność promieniotwórcza danego izotopu w jednostce objętości wody lub powietrza określona w dokumencie [16]. Wydaje się, że teoretycznie nie powinno być żadnej różnicy między metodą drugą i trzecią. Okazuje się jednak, że wyniki otrzymane tymi metodami są kompletnie różne. Niestety nie udało nam się uzyskać odpowiedzi od autorów kodu ORIGEN/SCALE, jaki jest faktyczny algorytm obliczania radiotoksyczności i jakie są wartości współczynników RCG zawarte w programie.

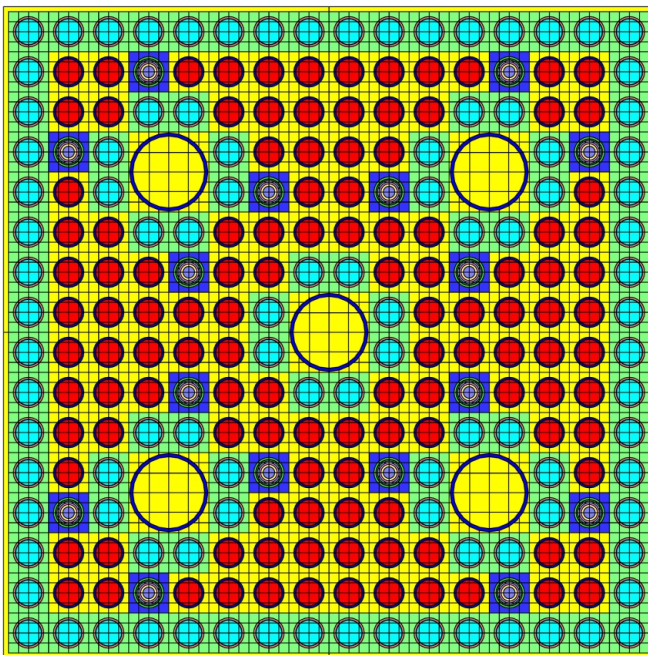
Wniosek jest jeden – należy wykonywać ocenę radiotoksyczności paliwa wraz z podaniem konkretnie zastosowanej metody, a ocenę tej wielkości dla poszczególnych izotopów tylko poprzez porównanie względnych jej wartości.

Tabela 2. Współczynniki do obliczania radiotoksyczności izotopów w zależności od przyjętej metody

Izotop	e(g) Inhalacja [Sv/Bq]	e(g) Połknięcie [Sv/Bq]	RCG-water [Bq/m ³]
Am241	9,6 e-5	2,0 e-7	2 e5
Am243	9,6 e-5	2,0 e-7	2 e5
Ba140	1,0 e-9	2,6 e-9	2 e7
Cd113	1,2 e-7	2,5 e-8	9 e5
Ce141	9,3 e-10	7,1 e-10	6 e7
Ce143	2,7 e-10	1,1 e-9	5 e7
Ce144	4,0 e-8	5,2 e-9	8 e6
Cm242	3,3 e-6	1,2 e-8	8 e6
Cm243	6,9 e-5	1,5 e-7	3 e5
Cm244	5,7 e-5	1,2 e-7	3 e5
Cs134	6,6 e-9	1,9 e-8	9 e6
Cs135	6,9 e-10	2,0 e-9	1 e8
Cs137	4,6 e-9	1,3 e-8	1 e7
Eu154	5,3 e-8	2,0 e-9	3 e7
Eu155	6,9 e-9	3,2 e-10	2 e8
Eu156	3,4 e-9	2,2 e-9	2 e7
I129	3,6 e-8	1,1 e-7	4 e5
I135	3,2 e-10	9,3 e-10	6 e7
Mo99	2,2 e-10	6,0 e-10	2 e8
Nb95	5,7 e-10	5,8 e-10	1 e8
Nd147	2,1 e-9	1,1 e-9	4 e7
Np237	5,0 e-5	1,1 e-7	1 e4
Pd107	2,5 e-11	3,7 e-11	1 e9
Pm147	5,0 e-9	2,6 e-10	2 e8
Pm148	2,0 e-9	2,7 e-9	2 e7
Pm149	6,7 e-10	9,9 e-10	5 e7
Pr143	2,2 e-9	1,2 e-9	4 e7
Pu238	1,1 e-4	2,3 e-7	1 e7
Pu239	1,2 e-4	2,5 e-7	9 e6
Pu240	1,2 e-4	2,5 e-7	9 e6
Pu241	2,3 e-6	4,8 e-9	4 e8
Pu242	1,1 e-4	2,4 e-7	9 e6
Rh105	8,2 e-11	3,7 e-10	1 e8
Ru103	4,8 e-10	7,3 e-10	8 e7
Ru106	7,9 e-9	7,0 e-9	8 e6
Sb125	1,4 e-9	1,1 e-9	9 e7
Se79	1,1 e-9	2,9 e-9	2 e8
Sm147	9,6 e-6	4,9 e-8	2 e6
Sm151	4,0 e-9	9,8 e-11	5 e8
Sm153	6,3 e-10	7,4 e-10	7 e7
Sn126	1,1 e-8	4,7 e-9	1 e7
Sr90	2,4 e-8	2,8 e-8	2 e7
Tc99	2,9 e-10	6,4 e-10	2 e8
U234	5,6 e-7	4,9 e-8	1 e7
U235	5,2 e-7	4,7 e-8	1 e7
U236	5,3 e-7	4,7 e-8	1 e7
U238	5,0 e-7	4,5 e-8	1 e7
Zr93	2,5 e-8	1,1 e-9	2 e8
Zr95	2,5 e-9	9,5 e-10	7 e7

4. Przykładowe wyniki obliczeń radiotoksyczności wykonane programem SCALE/TRITON i podsumowanie

Cała analiza wykonana została dla czterech komercyjnych reaktorów energetycznych i wszystkich ich kaset paliwowych pierwszego załadunku rdzenia reaktora. Kasy wypalano do maksymalnej głębokości ($k_{inf} = 1$). Poniżej, na rysunkach: 2, 3, 4, przedstawiono przykładowe wyniki otrzymane dla pierwszego schematu załadunku paliwa w rdzeniu koreańskiego reaktora APR1400. Przykładowy model kasy paliwowej reaktora APR1400 w programie SCALE/TRITON zaprezentowano na rysunku 1.



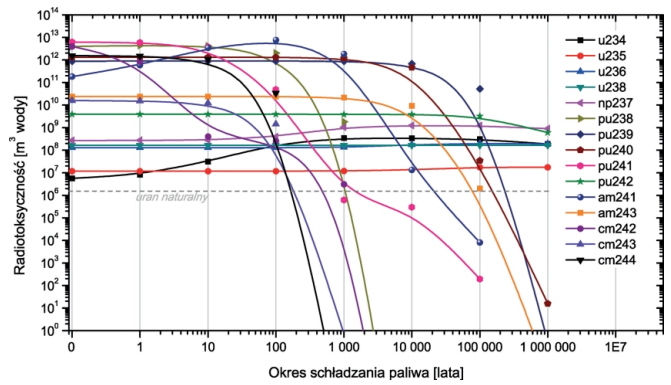
- 1 paliwo - normal enriched
- 2 hel
- 3 koszulka paliwowa
- 4 woda borowana
- 5 paliwo - low enriched
- 6 hel
- 7 koszulka paliwowa
- 8 woda borowana
- 11 paliwo o wzbogaceniu 2% z gadolinem
- 12 paliwo o wzbogaceniu 2% z gadolinem
- 13 paliwo o wzbogaceniu 2% z gadolinem
- 14 paliwo o wzbogaceniu 2% z gadolinem
- 15 paliwo o wzbogaceniu 2% z gadolinem
- 16 hel, komórka paliwowa z gg 8%
- 17 koszulka paliwowa, komórka paliwowa z gadolinem
- 18 woda borowana, komórka paliwowa z gadolinem

Rys. 1. Model kasy paliwowej typu C3 reaktora APR1400 w programie SCALE/TRITON (źródło: opracowanie własne).

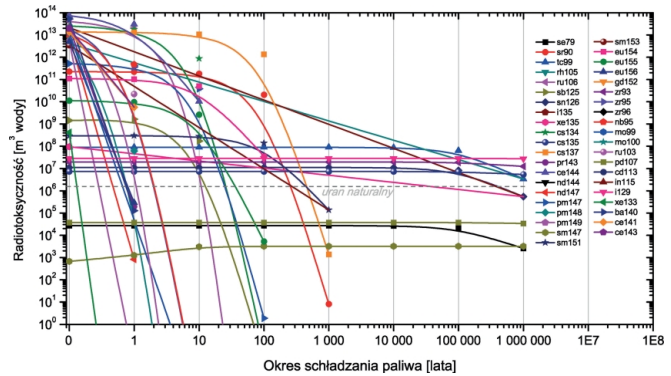
Przedstawione wyniki podane są na 1 tonę załadowanego uranu w kasecie paliwowej i obejmują okres od momentu zakończenia wypalania paliwa do 1 miliona lat jego składowania.

Wpływ na całkowitą radiotoksyczność paliwa jądrowego mają następujące radionuklidy:

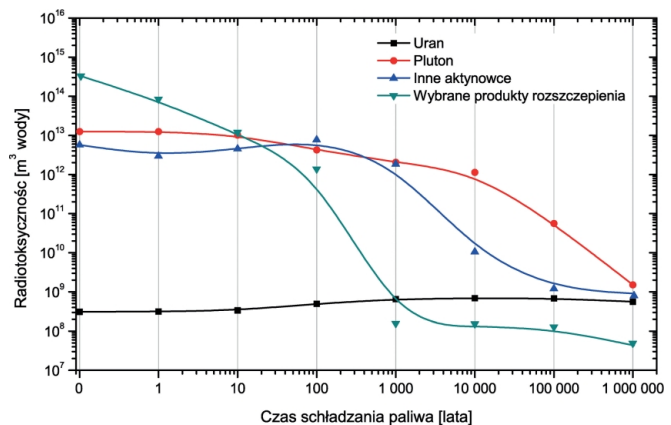
Am241, Am243, Ba140, Ce141, Ce143, Ce144, Cm242, Cm243, Cm244, Cs134, Cs135, Cs137, Eu154, Eu155, Eu156, I129, I135, Mo99, Nb95, Nd147, Np237, Pm147, Pm148, Pm149, Pr143, Pu238, Pu239, Pu240, Pu241, Pu242, Rh105,



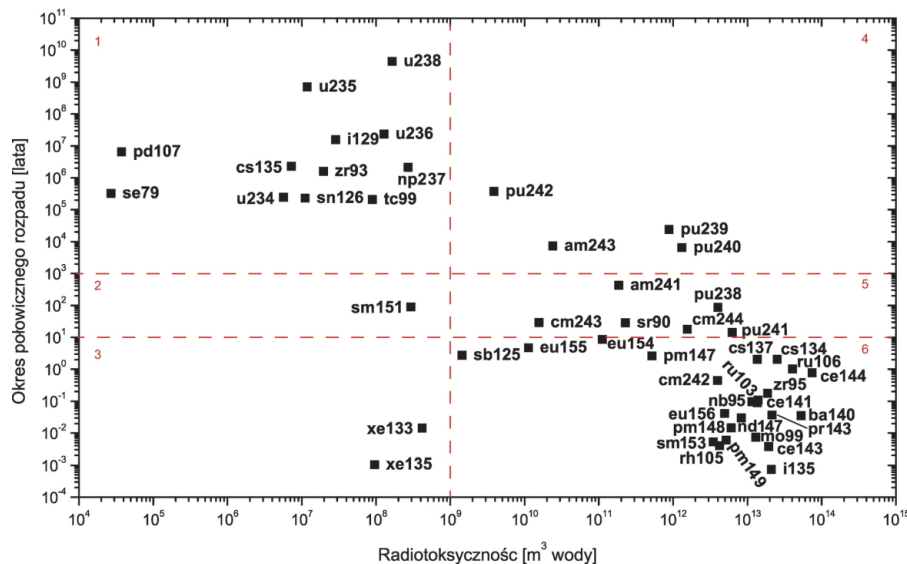
Rys. 2. Zależność radiotoksyczności, wyrażonej w m³ wody potrzebnej do rozcieńczenia danego izotopu do poziomu określonego w Radioactivity Concentration Guides, wybranych aktywności od czasu – od momentu zakończenia wypalania do miliona lat składowania paliwa, dla pierwszego załadunku rdzenia reaktora APR1400, wyniki podano na 1 tonę załadowanego uranu w kasecie paliwowej (źródło: opracowanie własne).



Rys. 3. Zależność radiotoksyczności, wyrażonej w m³ wody potrzebnej do rozcieńczenia danego izotopu do poziomu określonego w Radioactivity Concentration Guides, wybranych produktów rozszczepienia od czasu – od momentu zakończenia wypalania do miliona lat składowania paliwa, dla pierwszego załadunku rdzenia reaktora APR1400, wyniki podano na 1 tonę załadowanego uranu w kasecie paliwowej (źródło: opracowanie własne).



Rys. 4. Zależność radiotoksyczności, wyrażonej w m³ wody potrzebnej do rozcieńczenia danego izotopu do poziomu określonego w Radioactivity Concentration Guides, radionuklidów zawartych w wypalonym paliwie jądrowym (uwzględnionych w analizie) z podziałem na izotopy uranu, plutonu, pozostałe aktywności i wybrane produkty rozszczepienia – od momentu zakończenia wypalania do miliona lat składowania paliwa, dla pierwszego załadunku rdzenia reaktora APR1400, wyniki podano na 1 tonę załadowanego uranu w kasecie paliwowej (źródło: opracowanie własne).



Rys. 5. Mapa zależności radiotoksyczności wybranych izotopów promieniotwórczych zawartych w wypalanej do maksymalnej głębokości kasecie paliwowej typu B0 reaktora APR1400 paliwie jądrowym od ich czasu połowicznego rozpadu (źródło: opracowanie własne).

**Ru103, Ru106, Sb125, Se79, Sm151, Sm153,
Sn126, Sr90 Tc99, U234, U236, Xe133, Xe135,
Zr93, Zr95.**

Izotopy te umieszczono także na rysunku 5. Cały obszar tej ilustracji podzielono przerywanymi liniami na 6 części, które mogą odzwierciedlać potencjalną klasyfikację nuklidów zawartych w wypalonym paliwie pod względem ich radiotoksyczności (jest to oczywiście ocena subiektywna). Podział ten dobrze też odpowiada klasyfikacji zawartej w tabeli 1. W obszarze oznaczonym numerem 5 znajdują się nuklidy bardzo wysokotoksyczne, w obszarze 4 oraz 6 – wysokotoksyczne, w obszarze 2 – średniotoksyczne, a w obszarze 1 i 3 – niskotoksyczne. Dla analiz dotyczących postępowania z wypalonym paliwem jądrowym istotne znaczenie mają przede wszystkim nuklidy z obszaru 5 oraz 4 i 6.

Zaprezentowane na rysunkach 1–5 wyniki obliczeń pochodzą z pracy wykonanej na zlecenie Departamentu Energii Jądrowej Ministerstwa Energii.

Notka o autorze

mgr Łukasz Koszuk – absolwent Wydziału Fizyki Uniwersytetu Warszawskiego, obecnie zatrudniony w Zakładzie Energetyki Jądrowej i Analiz Środowiska Narodowego Centrum Badań Jądrowych w Otwocku-Świerku.

Literatura

1. S. Chwaszczewski, *Gospodarka wypalonym paliwem jądrowym. Analiza opcji dla programu polskiej energetyki jądrowej*, Technical report, 2015.
2. S. Chwaszczewski, K. Andrzejewski, L. Koszuk i in., *Gospodarowanie odpadami promieniotwórczymi i wypalonym paliwem jądrowym z likwidacji obiektów jądrowych*, Technical report, 2011.
3. *A basic toxicity classification of radionuclides*, Technical reports series; No. 15, April 1963.
4. N. Irving Sax, *Dangerous properties of industrial materials*, Reinhold New York, 1957.

5. T. Musiałowicz, *Ochrona Radiologiczna. Encyklopedyczny Słownik Angielsko-Polski*, ISBN 978-83-920940-6-7, Centralne Laboratorium Ochrony Radiologicznej, wydanie 6. uzupełnione.
6. International Commission on Radiological Protection, *ICRP, Limits for Intakes of Radionuclides by Workers, ICRP Publication 30, Part 1*, Annals of the ICRP 2(3/4), Pergamon Press, 1979.
7. International Commission on Radiological Protection, *ICRP, Limits for Intakes of Radionuclides by Workers, ICRP Publication 30, Part 2*, Annals of the ICRP 4(3/4), Pergamon Press, 1980.
8. International Commission on Radiological Protection, *ICRP, Limits for Intakes of Radionuclides by Workers, ICRP Publication 30, Part 3 (including Addendum to parts 1 and 2)*, Annals of the ICRP 6(2/3), Pergamon Press, 1981.
9. International Commission on Radiological Protection, *ICRP, Limits for Intakes of Radionuclides by Workers: an Addendum. ICRP Publication 30, Part 4*, Annals of the ICRP 19(4), Pergamon Press, 1988.
10. International Commission on Radiological Protection, *ICRP, Individual Monitoring for Intakes of Radionuclides by Workers: Design and Interpretation*, ICRP Publication 54, Annals of the ICRP 19(1-3), Pergamon Press, 1988.
11. Projekt „Bezpieczeństwo jądrowe i ochrona radiologiczna”, materiały szkoleniowe, Centralne Laboratorium Ochrony Radiologicznej, 2008.
12. M.W. Carter, P.A. Burns, L. Munslow-Davies, *Radiotoxicity Hazard Classification: The Basis and Development of a New List: Jointly Prepared for the National Health and Medical Research Council and the Standards Association of Australia*, Technical memorandum, AGPS, 1993.
13. *Age-dependent dose to members of the public from intake of radionuclides: Part 5 compilation of ingestion and inhalation dose coefficients*, Annals of the ICRP, 26(1):1 – 91, 1996.
14. *Radiation Protection and Safety of Radiation Sources: International Basic Safety Standards. Number GSR Part 3 (Interim) in IAEA Safety Standards Series*. INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Vienna 2011.
15. B.T. Rearden, M.A. Jessee, Editors, *SCALE code system*, Oak Ridge National Laboratory, February 2017. ORNL/TM-2005/39, Version 6.2.2.
16. K.F. Eckerman, S.B. Watson, C.B. Nelson, D.R. Nelson, A.C.B. Richardson, R.E. Sullivan, *The radioactivity concentration guides. a new calculation of derived limits for the 1960 radiation protection guides reflecting updates models for dosimetry and biological transport*, Technical Report Federal Guidance Report No. 10, EPA 520/1-84-010, December 1984.

Szanowni Czytelnicy

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

Szczegółowe informacje dla autorów na stronach PAA.

Państwowa Agencja Atomistyki
ul. Bonifraterska 17, 00-203 Warszawa
www.paa.gov.pl