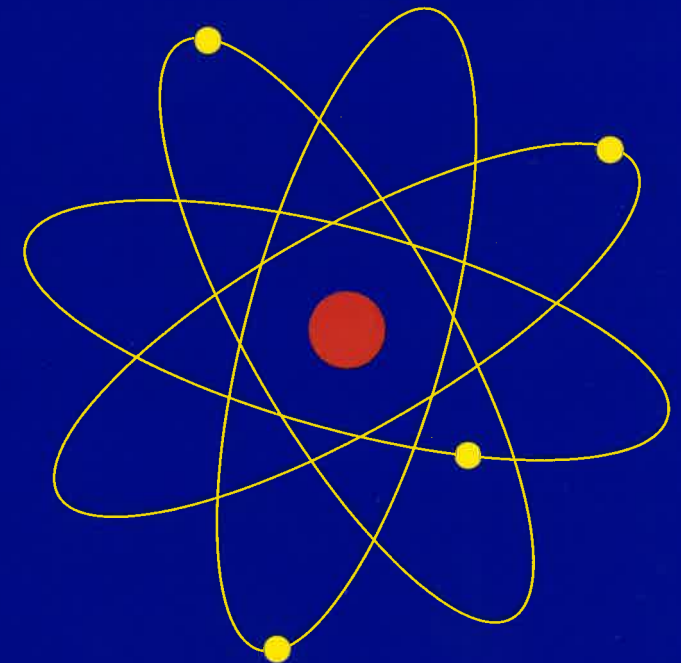


ISSN 0867-4752

3 (69)/2007

*BEZPIECZEŃSTWO  
JĄDROWE  
i  
OCHRONA  
RADIOLOGICZNA*



PAŃSTWOWA AGENCJA ATOMISTYKI

# BEZPIECZEŃSTWO JĄDROWE i OCHRONA RADIOLOGICZNA

BIULETYN INFORMACYJNY PAŃSTWOWEJ AGENCJI ATOMISTYKI

Nr 3 (69)/2007  
Warszawa

Wydawca  
PAŃSTWOWA AGENCJA ATOMISTYKI


Redakcja: 00-522 Warszawa, ul. Krucza 36  
tel.: 695 98 22, 629 85 93  
fax: 695 98 15  
e-mail: [tbia@paa.gov.pl](mailto:tbia@paa.gov.pl)

Przewodniczący Rady Programowej  
Witold ŁADA

Redaktor naczelny  
Tadeusz BIAŁKOWSKI

ISSN 0867-4752

Druk

 Drukarnia Piotra Włodarskiego  
02-656 Warszawa, ul. Ksawerów 21, tel.: 853-50-98

## SPIS TREŚCI

<i>Maciej Jurkowski</i> – Nadzór państwa nad bezpieczeństwem jądrowym – wymagania MAEA, przyjmowane rozwiązania, trendy .....	3
<i>Kalina Mamont-Cieśla</i> – Radon w domu i środowisku pracy .....	20
<i>Tadeusz Musiałowicz</i> – Wyznaczanie dawek promieniowania jonizującego w celu oceny narażenia .....	37
Stanowisko Państwowej Agencji Atomistyki .....	43

W pierwszym artykule Biuletynu, zatytułowanym „Nadzór państwa nad bezpieczeństwem jądrowym – wymagania MAEA, przyjmowane rozwiązania, trendy”, autor Pan Maciej Jurkowski omawia pojęcie bezpieczeństwa jądrowego oraz podaje szczegółowe przykłady funkcjonowania dozorów jądrowych w trzech wybranych państwach europejskich. Są nimi: Francja, Republika Czech i Finlandia, które rozwijają u siebie program energetyki jądrowej. Autor informuje, że Międzynarodowa Agencja Energii Atomowej (MAEA) współpracuje z krajami członkowskimi w zakresie podnoszenia bezpieczeństwa jądrowego i ochrony radiologicznej poprzez wysyłanie do zainteresowanego kraju misji ekspertów.

W kolejnym obszernym artykule „Radon w domu i środowisku pracy” Pani Kalina Mamont-Cieśla porusza zagadnienia związane z narażeniem pracowników i ogółu ludności na promieniotwórczy radon. Artykuł bogaty w liczne przykłady będzie z pewnością pożyteczny dla osób z ogółu ludności, a także profesjonalistów w zakresie ochrony radiologicznej. Specjalistów zainteresuje również artykuł „Wyznaczanie dawek promieniowania jonizującego w celu oceny narażenia” Pana Tadeusza Musiałowicza – autora wielokrotnie publikującego na łamach naszego kwartalnika.

Bieżący numer zamyka stanowisko Państwowej Agencji Atomistyki w sprawie poziomu radioaktywności grzybów suszonych.

Życzymy owocnej lektury.

*Redakcja Biuletynu*

## **NADZÓR PAŃSTWA NAD BEZPIECZEŃSTWEM JĄDROWYM – WYMAGANIA MAEA, PRZYJMOWANE ROZWIĄZANIA, TRENDY**

*Maciej Jurkowski*

### **WSTĘP**

W latach 2005-2007 podjęto w Polsce prace rozpoznawcze i rozpoczęto wstępne uzgodnienia w zakresie możliwości realizacji projektu budowy elektrowni jądrowej. Uruchomienie programu energetyki jądrowej – pokojowego, bezpiecznego technologicznie i odpornego na zagrożenia zewnętrzne – wymaga istnienia trwałej infrastruktury prawnej, regulacyjnej, technologicznej, zasobów ludzkich oraz przemysłowej. Powodzenie w zapoczątkowaniu programu energetyki jądrowej zależy w pierwszym rzędzie od zbudowania kompetencji i uporządkowania relacji między organami państwa zaangażowanymi w to przedsięwzięcie. Niezbędne jest w tym celu utworzenie ośrodka koordynującego o możliwie dużych uprawnieniach (np. międzyresortowy zespół działający pod kierunkiem wicepremiera). Równolegle powinien zostać zapoczątkowany i rozwinięty proces kształcenia kadry naukowej i inżynierskiej z wykorzystaniem współpracy międzynarodowej (szkolenie musi być oparte na doświadczeniach praktycznych – z krajów, które mają rozwiniętą energetykę jądrową i budują nowe elektrownie jądrowe).

Kluczowa rola w organizowaniu procesu uruchomienia programu energetyki jądrowej przypada Ministrowi Gospodarki, do którego zgodnie z ustawą z dnia 4 września 1997 r. o działach administracji rządowej (Dz. U. z 2007 r. Nr 65, poz. 437 z późn. zm.) należą sprawy działalności związanej z wykorzystaniem energii atomowej na potrzeby społeczno-gospodarcze kraju.

Innym podmiotem odgrywającym jedną z kluczowych ról w procesie wprowadzania w życie programu energetyki jądrowej jest istniejący od szeregu lat w Polsce organ dozoru bezpie-

czeństwa jądrowego, którym jest Prezes Państwowej Agencji Atomistyki, działający na podstawie ustawy z dnia 29 listopada 2000r. Prawo atomowe (Dz. U. z 2007 r. Nr 42 poz. 276 z późn. zm.), regulującej sprawy związane z nadzorem państwa nad bezpieczeństwem wykorzystania energii atomowej. Konieczność takiego nadzoru wynika z faktu, iż procesy wykorzystania energii atomowej wiążą się bezpośrednio lub pośrednio z powstawaniem promieniowania jonizującego, mogącego stwarzać zagrożenia dla ludzkiego zdrowia, jeśli nie byłyby przestrzegane odpowiednie zasady bezpieczeństwa.

Niżej szczegółowo omówiono pojęcie bezpieczeństwa oraz podano przykłady rozwiązań nadzoru nad bezpieczeństwem, przyjętych w wybranych krajach.

### **CEL I ZASADY BEZPIECZEŃSTWA WEDŁUG AKTUALNYCH NORM MAEA<sup>1</sup>**

Promieniotwórczość jest zjawiskiem naturalnym – istnienie naturalnych źródeł promieniowania jest cechą otaczającego nas środowiska. Procesy związane z promieniowaniem i substancje promieniotwórcze wytwarzane sztucznie znalazły wiele pożytecznych zastosowań, od wytwarzania energii elektrycznej w elektrowniach jądrowych, po różnorodne zastosowanie źródeł promieniowania w medycynie, przemyśle i rolnictwie.

Wielkość ryzyka, związanego z oddziaływaniem na pracowników, ludność i środowisko promieniowania jonizującego, występującego w tych zastosowaniach, musi być każdorazowo oceniana

<sup>1</sup> IAEA Safety Standards – Safety Fundamentals No. SF-1, Vienna 2006

i może wymagać systematycznego kontrolowania. Działalności takie jak stosowanie źródeł promieniowania do celów medycznych, eksploatacja obiektów jądrowych, wytwarzanie, transport i zastosowania źródeł promieniotwórczych, czy gospodarka odpadami promieniotwórczymi muszą spełniać odpowiednie standardy bezpieczeństwa. Bezpieczeństwo rozumiane jest tu jako **zabezpieczenie ludzi i środowiska** przed ryzykiem związanym z promieniowaniem oraz jako **rozwiązania zapewniające bezpieczny stan obiektów i urządzeń** oraz **bezpieczny sposób prowadzenia działalności**, które mogą potencjalnie spowodować zagrożenie promieniowaniem. W tym sensie rozróżnić można bezpieczeństwo obiektów jądrowych, bezpieczeństwo radiacyjne – dotyczące zastosowań źródeł promieniowania, bezpieczeństwo transportu materiałów promieniotwórczych oraz bezpieczeństwo postępowania z odpadami promieniotwórczymi. Pojęcie bezpieczeństwa obejmuje ryzyko związane zarówno z sytuacjami normalnymi jak i awaryjnymi, określanymi jako zdarzenia radiacyjne. Cel fundamentalny bezpieczeństwa – zabezpieczenie ludzi przed szkodliwymi skutkami narażenia na promieniowanie jonizujące – musi być osiągnięty bez nieuzasadnionych ograniczeń w eksploatacji obiektów i urządzeń lub w prowadzeniu działalności mogących powodować narażenie. Poziom bezpieczeństwa powinien być najwyższy z możliwych do osiągnięcia przy istniejących ograniczeniach (przy społecznie akceptowalnych kosztach zmniejszenia zagrożenia).

Środki stosowane do osiągnięcia wyżej sformułowanego celu to:

- 1) kontrola poziomu narażenia ludzi na promieniowanie i kontrola uwolnień substancji promieniotwórczych do środowiska,
- 2) ograniczanie prawdopodobieństwa zdarzeń, które mogą prowadzić do utraty kontroli nad rdzeniem reaktora jądrowego i zachodzącą w tym rdzeniu reakcją łańcuchową rozszczepienia, lub nad innym źródłem promieniotwórczym lub jakimkolwiek innym źródłem promieniowania jonizującego,
- 3) ograniczanie skutków takich zdarzeń, jeśli jednak wystąpiły pomimo zastosowanych środków zapobiegawczych.

Realizacja tego fundamentalnego celu bezpieczeństwa dotyczy wszelkich obiektów i urzą-

dzeń oraz działalności, bez względu na ich rodzaj i obejmuje wszystkie etapy istnienia obiektu lub źródła promieniowania począwszy od etapu planowania, poprzez lokalizację, prace projektowe, fabrykację urządzeń i wyposażenia, budowę, rozruch i eksploatację, aż do zamknięcia i likwidacji włącznie. Dotyczy także transportu materiałów jądrowych i gospodarki odpadami promieniotwórczymi.

Pojęcie „obiekty i urządzenia” obejmuje tutaj: reaktory jądrowe, urządzenia do napromieniania materiałów, niektóre zakłady wydobywania i przetwarzania rud (np.: kopalnie uranu), zakłady postępowania z odpadami promieniotwórczymi oraz wszelkie inne obiekty czy urządzenia, gdzie materiały promieniotwórcze są wytwarzane, przetwarzane, stosowane, przemieszczane, magazynowane lub składowane, lub też w których zainstalowane są urządzenia wytwarzające promieniowanie jonizujące.

Pojęcie „działalności” obejmuje: wytwarzanie, stosowanie, import i eksport źródeł promieniotwórczych dla potrzeb przemysłu, medycyny i badań naukowych, transport substancji promieniotwórczych, likwidację obiektów, działalność z odpadami promieniotwórczymi – włącznie z uwalnianiem substancji promieniotwórczych do środowiska oraz pewne aspekty rekultywacji miejsc skażonych w wyniku dawniej prowadzonej działalności.

W odniesieniu do wszystkich tych obiektów i urządzeń oraz działalności mają zastosowanie te same zasady bezpieczeństwa (*safety principles*), stanowiące podstawę dla sformułowania bardziej szczegółowych wymagań i wskazania sposobów zapewnienia bezpieczeństwa w czterech podstawowych obszarach: obiektów jądrowych, działalności ze źródłami, transportu substancji promieniotwórczych, i postępowania z odpadami promieniotwórczymi. Tzw. normy bezpieczeństwa Międzynarodowej Agencji Energii Atomowej (MAEA) formułują 10 podstawowych zasad, wspólnych dla tych 4-ch obszarów – a mianowicie:

**Zasada 1:** Odpowiedzialność za bezpieczeństwo ponosi w pierwszym rzędzie osoba lub organizacja odpowiadająca za obiekt lub działalność mogącą stwarzać ryzyko związane z narażeniem na promieniowanie jonizujące, lub odpowiadająca za realizację programu działań zmie-

rzających do ograniczenia narażenia na promieniowanie. Eksploatacja obiektu lub prowadzenie działalności wymaga autoryzacji, lecz nawet brak autoryzacji nie zwalnia budującego czy eksploatującego obiekt albo prowadzącego działalność z odpowiedzialności za bezpieczeństwo. Odpowiedzialność ta nie może być scedowana na inną osobę lub organizację, jakkolwiek inne organizacje uczestniczące w procesach projektowania, wytwarzania urządzeń, budowy, rozruchu i eksploatacji, a także ich podwykonawcy, firmy odpowiadające za kompletację dostaw i transport także ponoszą prawną, zawodową lub wynikającą z ich funkcji współodpowiedzialność za bezpieczeństwo. W zakresie tej odpowiedzialności muszą one osiągać cele i spełniać odpowiednie wymagania ustanowione w przepisach lub wskazane przez organy dozoru jądrowego w odpowiednich warunkach zezwolenia, co jest zapewniane przy pomocy wdrożenia odpowiedniego systemu zarządzania obiektem lub prowadzoną działalnością (*quality management*), podlegającego sprawdzeniu i akceptacji przez te organy.

**Zasada 2:** Rolą rządów państw jest stworzenie ram prawnych i organizacyjnych dla skutecznego wdrożenia zasad bezpieczeństwa, w tym utworzenie niezależnego organu państwowego dozoru bezpieczeństwa jądrowego i zapewnienie trwałości jego działania.

**Zasada 3:** We wszystkich organizacjach, których dotyczy problem narażenia na promieniowanie oraz w obiektach i przy prowadzeniu działalności, gdzie narażenie takie występuje, musi być wprowadzony system skutecznego przywództwa i zarządzania w sprawach związanych z zapewnieniem bezpieczeństwa. Kultura bezpieczeństwa, która kieruje zachowaniami i podejściem do bezpieczeństwa tak pojedynczych osób jak i całej organizacji musi być elementem systemu zarządzania na wszystkich jego poziomach.

**Zasada 4:** Wykorzystywanie obiektów i urządzeń lub podjęcie działalności, które powodują narażenie na promieniowanie jonizujące musi być uzasadnione przewagą korzyści nad ryzykiem związanym z eksploatacją tych obiektów lub prowadzeniem tej działalności.

**Zasada 5:** Poziom zastosowanych zabezpieczeń wynika z optymalizacji przeprowadzonej

tak, by był on najwyższy z możliwych do osiągnięcia w rozsądny sposób przy istniejących ograniczeniach.

**Zasada 6:** Środki kontroli narażenia muszą zapewnić, by nikt nie poniósł nieakceptowanej szkody lub ryzyka.

**Zasada 7:** Zastosowane zabezpieczenia winny zapewnić ochronę przed nadmiernym narażeniem ludzi i środowiska nie tylko współcześnie, ale również w przyszłości.

**Zasada 8:** Należy użyć wszelkich środków praktycznie dostępnych, by zapobiec i ograniczyć zdarzenia radiacyjne w obiektach (awarie jądrowe) i przy prowadzeniu działalności (awarie radiacyjne).

**Zasada 9:** Muszą być wdrożone zawczasu odpowiednie rozwiązania w zakresie przygotowania na zdarzenia radiacyjne i reagowania na nie.

**Zasada 10:** Należy prowadzić ocenę i optymalizować działania zapobiegające zagrożeniom związanym z sytuacjami innymi niż te, które są lub były objęte procedurami licencjonowania i kontroli, takimi jak występowanie wzmożonego tła promieniowania naturalnego (np. związanego z występowaniem w pomieszczeniach zamkniętych radonu i jego pochodnych) lub narażenia związane z pozostałościami po dawnej działalności.

W Polsce, na mocy obowiązującej obecnie ustawy Prawo atomowe, na straży realizacji powyższych zasad we wszystkich czterech wymienionych wyżej obszarach bezpieczeństwa – obiektów, źródeł, transportu i odpadów – stoi jeden urząd – Państwowa Agencja Atomistyki (PAA). W ten sposób realizowana jest druga z wymienionych wyżej fundamentalnych zasad bezpieczeństwa, dotycząca roli rządu w zapewnieniu bezpieczeństwa, zdefiniowana w tzw. normach bezpieczeństwa MAEA jak opisano niżej.

## ROLA RZĄDU W ZAPEWNIENIU BEZPIECZEŃSTWA

Właściwie ustanowione ramy prawne i przyjęte rozwiązania organizacyjne w administracji rządowej winny zapewnić regulację obiektów i urządzeń oraz działalności, które mogą powodować narażenie na promieniowanie jonizujące, oraz w sposób klarowny określać, kto za co odpowiada. Rząd odpowiada za przyjęcie w ra-

mach obowiązującego w państwie systemu prawnego takich ustaw, przepisów wykonawczych i innych norm i środków wykonawczych, które okażą się niezbędne, by efektywnie wypełnić krajowe i międzynarodowe zobowiązania. Rząd odpowiada również za **ustanowienie i utrzymanie niezależnego organu nadzoru** w tym zakresie, tzw. organu dozoru bezpieczeństwa jądrowego. Organy rządowe muszą zapewnić powstanie mechanizmów tworzenia planów działań ukierunkowanych na zmniejszenie narażenia na promieniowanie jonizujące, również w sytuacjach awaryjnych, na monitorowanie uwolnień substancji promieniotwórczych do środowiska oraz na zapewnienie bezpiecznego usuwania i składowania odpadów promieniotwórczych. Organy rządowe muszą również zapewnić kontrolę nad źródłami promieniowania, które nie mają właściciela, takimi jak pewne naturalne źródła promieniotwórcze, źródła niekontrolowane – na przykład porzucone, zagubione lub przekazane bez wymaganych autoryzacji, albo pozostałe po dawnej działalności.

Obowiązująca w Polsce ustawa Prawo atomowe zapewnia regulację obiektów i urządzeń oraz działalności według wszystkich przytoczonych wyżej zasad. Stanowi również podstawę działania Prezesa PAA jako organu państwowego dozoru bezpieczeństwa jądrowego.

Według norm MAEA organ dozoru bezpieczeństwa jądrowego powinien:

- mieć odpowiednie ustawowe uprawnienia oraz kompetencje i możliwości techniczne i organizacyjno-logistyczne, a także zasoby ludzkie i finansowe, by spełniać właściwie swoje obowiązki;
- być efektywnie niezależnym od posiadaczy wydanych przez siebie zezwoleń i od innych organów państwa, tak by w sytuacji konfliktu interesów nie podlegać jakimkolwiek naciskom ze strony zainteresowanych;
- ustanowić odpowiednie środki informowania zainteresowanych stron w sąsiedztwie obiektu lub miejsca prowadzenia działalności, a także – środki informowania ludności, innych zainteresowanych oraz mediów o problemach bezpieczeństwa (w tym – o ich aspektach zdrowotnych i środowiskowych) a także – o działaniach podejmowanych przez urząd dozoru bezpieczeństwa jądrowego;

- konsultować zainteresowane strony w sąsiedztwie obiektu lub miejsca prowadzenia działalności, ludność oraz inne zainteresowane strony odpowiednio do sytuacji w sposób otwarty i włączający zainteresowanych w procesy decyzyjne.

Na rządach państw i ich urzędach dozoru bezpieczeństwa jądrowego spoczywa ważna odpowiedzialność za ustanowienie krajowych przepisów i norm ochrony radiologicznej ludzi i środowiska. Jednak odpowiedzialność za bezpieczeństwo działalności spoczywa przede wszystkim na posiadaczach odpowiednich zezwoleń na jej prowadzenie.

## NIEZALEŻNOŚĆ DOZORU – WYMÓG MIĘDZYNARODOWYCH KONWENCJI

W przypadkach, kiedy posiadaczem zezwolenia jest jednostka należąca do struktur rządowych, albo podlegająca lub zależna od tych struktur – struktury te i rodzaje zależności muszą być w sposób przejrzysty określone i oddzielone w organizacji administracji rządowej od tych struktur, które odpowiadają za realizację funkcji dozоровych. Jest to jeden z podstawowych warunków, by zasada efektywnej niezależności dozoru mogła być zrealizowana.

Sprawa niezależności dozoru bezpieczeństwa jądrowego „*de jure*” i „*de facto*” jest uważana za fundamentalną dla zapewnienia odpowiedniego poziomu bezpieczeństwa jądrowego na całym świecie, co jest m. in. celem wypromowanej przez Międzynarodową Agencję Energii Atomowej międzynarodowej **Konwencji bezpieczeństwa jądrowego** (*Convention on Nuclear Safety – CNS*), której Stroną jest również Polska. W artykule 8 tej konwencji, nakładającym na każdą z Umawiających się Stron obowiązek „ustanowienia lub wyznaczenia organu dozoru, któremu powierzone jest wdrażanie ustawodawstwa i przepisów (z zakresu bezpieczeństwa obiektów jądrowych), wyposażonego w odpowiednie uprawnienia, kompetencje i środki finansowe i kadrowe, potrzebne do wypełnienia przypisanego mu obowiązków”, zapisano również wymóg następujący: „Każda z Umawiających się Stron podejmie odpowiednie kroki w celu za-

pewnienia skutecznego rozdzielenia funkcji organu dozoru od funkcji dowolnego innego organu lub organizacji, dotyczących promocji lub wykorzystywania energii jądrowej.”

W artykule 7 konwencji zawarte jest wymaganie ustanowienia i wprowadzenia w życie odpowiednimi krajowymi aktami prawnymi w każdym państwie – Stronie konwencji ustawodawstwa i przepisów bezpieczeństwa obiektów jądrowych, obejmujących:

- określenie wymagań bezpieczeństwa,
- wprowadzenie systemu udzielania zezwoleń i zakazu eksploatacji obiektów jądrowych bez zezwolenia,
- wprowadzenie systemu dozоровej inspekcji i oceny obiektów jądrowych z punktu widzenia zgodności z odpowiednimi przepisami i warunkami zezwoleń,
- egzekwowanie stosowania odpowiednich przepisów i przestrzegania warunków zezwoleń pod rygorem sankcji obejmujących zawieszenie, zmianę warunków lub cofnięcie zezwolenia.

*Konwencja bezpieczeństwa jądrowego* dotyczy jedynie bezpieczeństwa obiektów jądrowych, określonych w tej konwencji jako „położone na lądzie cywilne siłownie jądrowe”, do momentu ich likwidacji i całkowitego usunięcia z nich paliwa jądrowego. Polska obok wielu innych państw członkowskich MAEA jest również Stroną tzw. **Wspólnej konwencji bezpieczeństwa postępowania z odpadami promieniotwórczymi i bezpieczeństwa postępowania z wypalonym paliwem jądrowym** (*Joint Convention – JC*). Konwencja ta dotyczy bezpieczeństwa postępowania z odpadami (w tym – ze zużyтыми źródłami) promieniotwórczymi i wypalonym paliwem z obiektów jądrowych, przy czym do obiektów tych konwencja zalicza „cywilne obiekty i należący do nich teren, budynki i wyposażenie, gdzie materiały promieniotwórcze są produkowane, przetwarzane, wykorzystywane, przemieszczane, przechowywane lub składowane na skalę wymagającą uwzględnienia aspektów bezpieczeństwa”. Konwencja ma również zastosowanie do usuwania substancji promieniotwórczych do środowiska. Istotne jest, iż i ta konwencja zawiera wymagania dotyczące ustawodawstwa i przepisów bezpieczeństwa (art.

19) oraz wymóg ustanowienia i zapewnienia niezależności dozoru bezpieczeństwa jądrowego (art. 20), analogiczne jak *konwencja bezpieczeństwa jądrowego*.

Stan realizacji przytoczonych wyżej oraz pozostałych wymagań obu konwencji relacjonowany jest przez każde z państw – Stron konwencji na tzw. Spotkaniach Przeglądowych organizowanych, co 3 lata w MAEA. Uważnie monitorowane są przez MAEA i państwa Strony konwencji postępy w zakresie przestrzegania zasady niezależności dozoru bezpieczeństwa jądrowego oraz ewentualne naruszenia tej zasady. Jest to naturalną konsekwencją promowanej przez MAEA strategii budowy światowego reżimu bezpieczeństwa jądrowego, podjętej w końcu lat 80-tych ubiegłego stulecia (po awarii czarnobylskiej) w celu osiągnięcia poprawy stanu bezpieczeństwa jądrowego w skali światowej. Dla realizacji tego celu wzmocnienie państwowego nadzoru w tej dziedzinie poprzez zapewnienie faktycznej niezależności i skuteczności organom dozoru jądrowego ma kapitalne znaczenie, oczywiście – przy równoległym odpowiednim postępie w rozwiązaniach technicznych systemów bezpieczeństwa obiektów i urządzeń, wdrażaniu kultury bezpieczeństwa i poprawie organizacji prowadzenia działalności oraz współpracy międzynarodowej i wymianie doświadczeń prowadzącej do harmonizacji wymagań i wyrównania poziomu. Te i inne czynniki składają się na współczesny „krajobraz bezpieczeństwa jądrowego” (*nuclear safety landscape*), obejmujący poza infrastrukturą bezpieczeństwa i globalnym reżimem bezpieczeństwa, również takie elementy jak: efektywność dozoru, przejrzystość działań (*transparency*), przywództwo (*leadership*) i kulturę bezpieczeństwa (*safety culture*), zachowanie kompetencji (*knowledge conservation*) i szkolenie, ramy prawne (*legal framework*) oraz normy bezpieczeństwa (*safety standards*). Te ostatnie, wydawane przez MAEA w formie zasad (*fundamentals*), wymagań (*requirements*) i wytycznych (*guides*) oraz kodeksów postępowania (*codes of conduct*), stanowią jeden z filarów globalnego reżimu bezpieczeństwa, będąc odniesieniem przy tworzeniu rozwiązań organizacyjnych i przepisów bezpieczeństwa w państwach członkowskich.

## PRZYKŁADY PRZYJĘTYCH ROZWIĄZAŃ KRAJOWYCH

Z raportów na kolejne Spotkania Przeglądowe obu konwencji (w roku 2008 odbędzie się 4-te takie spotkanie dotyczące *CNS*, a w roku 2009 – 3-cie spotkanie dotyczące *JC*), wyłania się obraz stopniowego dochodzenia przez poszczególne kraje do stanu wymaganego tymi konwencjami. Widoczna jest przy tym tendencja do obejmowania dozorem bezpieczeństwa jądrowego przez **jeden urząd w danym państwie** całości spraw objętych opisywanymi wyżej podstawowymi zasadami bezpieczeństwa, we wszystkich 4-ch obszarach, tzn. nie tylko obiektów jądrowych, ale także – źródeł promieniowania, transportu i odpadów promieniotwórczych. Tendencja ta, będąca konsekwencją dążenia do zwiększenia efektywności wykorzystania zasobów ludzkich i finansowych w organach administracji rządowej odpowiedzialnych za państwowy dozór bezpieczeństwa jądrowego, jest zgodna z kierunkiem zmian przeprowadzanych od kilku lat w systemie norm bezpieczeństwa MAEA. Wydane w roku 2000 wymagania MAEA nr GS-R-1- *Legal and Governmental Infrastructure for Nuclear, Radiation, Radioactive Waste and Transport Safety* wykazują bardzo dużą zbieżność podejścia, koniecznych działań i praktycznych rozwiązań mających na celu zapewnienie przestrzegania zasad bezpieczeństwa **we wszystkich czterech obszarach: bezpieczeństwa obiektów, źródeł promieniowania, transportu, i odpadów promieniotwórczych**. Istnienie kilku różnych urzędów w łonie administracji rządowej, wykonujących podobne lub identyczne czynności wg takich samych kryteriów i stosujących identyczne procedury osobno dla każdego z tych obszarów, dla osiągnięcia tych samych lub analogicznych celów jest nieracjonalne i wynika zazwyczaj z zaszczości historycznych, inercji biurokratycznych struktur oraz innych trudności w przeprowadzeniu zmian poprawiających efektywność.

### Francja

Przykładem może być **Francja**, gdzie proces osiągania przez państwowy dozór bezpieczeństwa jądrowego niezależności oraz usytuowania w strukturach administracji państwowej odpo-

wiedniego do roli, jaką musi odgrywać w kraju o tak potężnym programie jądrowym, trwał blisko ćwierć wieku. Francuski dozór jądrowy ustanowiony został w 1973 roku jako departament w ministerstwie przemysłu. W 1991 roku został przekształcony w Zarząd Bezpieczeństwa Obiektów Jądrowych (DSIN) podległy temu ministerstwu. W związku ze wzrostem zakresu odpowiedzialności ministerstwa środowiska o zagadnienia związane z bezpieczeństwem jądrowym DSIN podlegał również w pewnym zakresie temu drugiemu ministerstwu. Równolegle istniał w ministerstwie zdrowia Centralny Departament Ochrony Radiologicznej (SCPRI), który w 1994 roku przekształcono w wydzielony Urząd Ochrony Radiologicznej (OPRI). W 2002 połączono instytucje DSIN i OPRI tworząc Zarząd Generalny Bezpieczeństwa Jądrowego i Ochrony Radiologicznej (DGSNR) podległy trzem ministerstwom: przemysłu, zdrowia i środowiska, jako dozór bezpieczeństwa zarówno obiektów jądrowych jak i zastosowań promieniowania. Prezes DGSNR powoływany był przez prezydenta Republiki z rekomendacji premiera rządu. Dopiero w 2006 ustawowo wyłączono tę instytucję spod jurysdykcji ministerstw – tworząc niezależny od rządu organ dozoru jądrowego (*Autorité de Sécurité Nucléaire – ASN*) odpowiedzialny tylko przed Parlamentem.

Ta znacząca zmiana organizacji na przestrzeni kilku ostatnich lat (po roku 2002) doprowadziła do pełnej prawnej i faktycznej niezależności dozoru bezpieczeństwa jądrowego we Francji od rządu, a przede wszystkim od ministerstwa gospodarki, co jest niezwykle istotne, gdy kontrolowane przez ten dozór elektrownie jądrowe są pod zarządem państwowego koncernu energetycznego EdF (*Electricité de France*), a postępowanie z odpadami promieniotwórczymi również jest w rękach dużej agencji rządowej. Zmiana ta skutkuje znacznym wzrostem prestiżu dozoru jądrowego oraz skupieniem w jednym ręku, a dokładniej – w rękach 5-cio osobowej komisji ASN, całkowicie niezależnej od rządu i o bardzo szerokich uprawnieniach – wszystkich zagadnień dozoru bezpieczeństwa jądrowego i ochrony radiologicznej, obejmującej zarówno kontrolę elektrowni jądrowych (59 reaktorów energetycznych), zakładów cyklu paliwowego (22), składowisk od-

padów promieniotwórczych (2), reaktorów badawczych (20), wszystkich użytkowników źródeł promieniowania w przemyśle (ca 22000) i medycynie (ca 50000) oraz transport i ochronę fizyczną materiałów jądrowych i źródeł promieniotwórczych. ASN wykonuje również zadania dotyczące kontroli narażenia ludzi na promieniowanie jonizujące, określone w ustawie o ochronie zdrowia publicznego. Organ ten nadzoruje i kontroluje także bezpieczeństwo odpadów, podczas gdy postępowaniem z odpadami promieniotwórczymi i zapewnieniem bezpieczeństwa przy postępowaniu z nimi zajmuje się rządowa agencja o nazwie ANDRA (*Agence National pour la gestion des Déchets Radioactifs*). Zadania związane z realizacją uprawnień regulacyjno-kontrolnych komisji ASN, kierowanej przez prezesa powoływanego przez prezydenta Republiki, wykonywane są przez inspektorów i pracowników ASN. Spośród 4-ch pozostałych członków komisji ASN dwóch powołuje również prezydent Republiki, a po jednym – odpowiednio przewodniczący Senatu i przewodniczący Zgromadzenia Narodowego. Komisja ASN odpowiada wyłącznie przed Parlamentem. Na czele urzędu ASN – aparatu wykonawczego Komisji ASN – stoi dyrektor generalny.

Ustawowo określone zadania ASN to:

- autoryzacja obiektów, urządzeń i działalności (wydawanie zezwoleń),
  - weryfikacja analiz bezpieczeństwa przedłożonych dozorowi przez wnioskodawcę lub posiadacza zezwolenia i ich ocena dozorowa,
  - prowadzenie inspekcji i nakładanie sankcji,
  - wprowadzanie zasad bezpieczeństwa, kryteriów, rozporządzeń i zaleceń dozorowych,
  - kontakty zewnętrzne i informacja społeczna
- Zalecenia te Urząd realizuje przy pomocy 7 departamentów:
- cyklu paliwowego, źródeł promieniotwórczych i transportu,
  - reaktorów energetycznych,
  - badań związanych z technologią obiektów jądrowych, ich likwidacją i odpadami promieniotwórczymi,
  - inspekcji, szkolenia, monitoringu środowiska i reagowania na zdarzenia radiacyjne,
  - zbiorników i rurociągów pod ciśnieniem,
  - stosunków międzynarodowych,

- promieniowania i ochrony zdrowia (w tym zastosowań medycznych, radonu, materiałów promieniotwórczych występujących w środowisku (NORM) i wody pitnej).

ASN ma 11 placówek regionalnych w postaci wydziałów bezpieczeństwa jądrowego i ochrony radiologicznej w regionalnych zarządach ds. zagrożeń przemysłowych i ochrony środowiska. W końcu 2006 roku ASN zatrudnił ponad 400 osób i nadal zwiększa stan zatrudnienia w tempie ok. 20 nowych etatów rocznie.

ASN wspierany jest w swoich działaniach przez Instytut Bezpieczeństwa Jądrowego i Ochrony Radiologicznej (IRSN) – państwową jednostkę użyteczności publicznej o charakterze przemysłowo-komercyjnym, która świadczy usługi w zakresie badań i analiz dotyczących:

- bezpieczeństwa jądrowego,
- bezpieczeństwa transportu materiałów jądrowych i źródeł promieniotwórczych,
- ochrony ludzi i środowiska przed promieniowaniem jonizującym,
- zabezpieczeń i kontroli materiałów jądrowych,
- zabezpieczenia obiektów jądrowych i transportu materiałów promieniotwórczych i rozszczepialnych przed działaniami przestępczymi.

IRSN zatrudniający ok. 1650 osób (w tym ponad 1000 z wyższym wykształceniem) jest pod wspólnym zarządem ministerstw: obrony, środowiska, zdrowia, przemysłu i badań naukowych. Relacje ASN z IRSN opierają się na umowach zawieranych na okresy trzyletnie, określających ramowo tematykę kolejnych planów rocznych. Świadcząc usługi dla ASN, IRSN nie może przyjmować żadnych zleceń od posiadaczy zezwoleń wydawanych przez ASN.

Urząd ASN korzysta również z ekspertyz stałych grup doradczych (*Groupes Permanentes – GP*) działających od początku istnienia francuskiego dozoru bezpieczeństwa jądrowego tj. od 1973 roku. Są to 4 stałe zespoły zajmujące się:

- reaktorami energetycznymi,
- innymi dużymi obiektami jądrowymi,
- długoterminowym postępowaniem z odpadami promieniotwórczymi,
- transportem materiałów promieniotwórczych i rozszczepialnych.

Rozważane jest utworzenie 5-tej grupy – do spraw ochrony radiologicznej.

Innym przykładem kraju, w którym urząd doзору bezpieczeństwa jądowego obejmuje swoim zakresem działania zarówno obiekty jądowe jak i źródła, transport i odpady promieniotwórcze jest **Republika Czeska**. Utworzony w 1995 roku Państwowy Urząd Bezpieczeństwa Jądowego (SUJB) jest centralnym organem administracji państwowej nie podlegającym żadnemu z ministerstw (a więc ani ministerstwu gospodarki, ani ministerstwu środowiska). SUJB za swoją działalność odpowiada bezpośrednio przed Radą Ministrów. Prezes SUJB powoływany jest przez Premiera, a budżet SUJB – zatwierdzany przez Parlament. Do zakresu działania SUJB należy państwowy nadzór nad bezpieczeństwem obiektów i urządzeń jądowych, ochroną radiologiczną oraz ochroną fizyczną materiałów i obiektów jądowych, a także nad stanem gotowości do reagowania na zdarzenia radiacyjne. SUJB jest również organem odpowiedzialnym w kwestiach zakazu stosowania broni masowego rażenia – biologicznej, chemicznej, radiologicznej i jądowej (CBRN). Do szczegółowych zadań SUJB należy:

- wydawanie licencji na budowę i eksploatację obiektów jądowych, wykorzystywanie źródeł promieniowania jonizującego, transport materiałów jądowych, postępowanie z odpadami;
- przegląd i zatwierdzanie dokumentacji bezpieczeństwa;
- ustalanie wymogów i limitów związanych z ochroną radiologiczną w warunkach normalnych i w sytuacji zdarzeń radiacyjnych, w tym zatwierdzanie granic stref planowania awaryjnego oraz terenów kontrolowanych;
- zatwierdzanie kategorii systemów i urządzeń w obiektach jądowych oraz klasyfikacji materiałów jądowych z punktu widzenia ich ochrony fizycznej;
- koordynacja monitoringu radiacyjnego na terenie Czech oraz wymiany informacji międzynarodowych w sytuacjach kryzysowych wywołanych zdarzeniami radiacyjnymi;
- prowadzenie systemu kontroli i rachunkowości materiałów jądowych;
- prowadzenie systemu oceny dawek i kontroli narażenia pracowników i ludności;

- przekazywanie władzom lokalnym informacji na temat gospodarki odpadami promieniotwórczymi na ich terenie;
- prowadzenie postępowania kwalifikacyjnego i nadawanie uprawnień do pracy na stanowiskach istotnych dla bezpieczeństwa w obiektach jądowych i przy prowadzeniu innych działalności mogących powodować narażenie na promieniowanie jonizujące;
- koordynacja współpracy międzynarodowej Republiki Czeskiej z MAEA i EURATOM oraz Komisją Europejską i innymi organami Unii Europejskiej w kwestiach bezpieczeństwa jądowego i ochrony radiologicznej;
- przedkładanie rocznych raportów z działalności SUJB oraz innych informacji zgodnie z ustalonymi procedurami rządowi Republiki Czeskiej.

Zadania te SUJB wykonuje przy pomocy ok. 200 osobowego zespołu pracowników, z których około 2/3 jest inspektorami dozoru bezpieczeństwa jądowego i ochrony radiologicznej. Roczny budżet SUJB wynosi ok. 12,5 mln euro (wg danych z 2005 roku). Organizacja SUJB pokazana na rys. 1. obejmuje 3 pionow, na czele których stoją wiceprezysi: Zarządzania i Wsparcia Technicznego, Bezpieczeństwa Jądowego, i Ochrony Radiologicznej. Prezes i wiceprezysi korzystają z doradców. Jednostkami niezależnymi od pionów, wspomagającymi prezesa Urzędu jest komórka do kontaktów z Unią Europejską, dyrektor ds. ochrony, centrum kryzysowe, komórka do spraw audytów wewnętrznych i sekretariat urzędu.

SUJB jest organem nadrzędnym dla dwóch zewnętrznych organizacji technicznego wsparcia (*Technical Support Organizations – TSO*):

- SÚRO, finansowanej w całości z budżetu państwa – w zakresie ekspertyz i usług w dziedzinie ochrony radiologicznej,
- SÚJCHBO, częściowo dofinansowywanej z budżetu państwa – w zakresie ekspertyz i zaplecza technicznego dla ochrony przed zagrożeniami biologicznymi, chemicznymi i radiacyjnymi.

SUJB w razie potrzeby zamawia również ekspertyzy na uniwersytetach lub w odpowiednich instytutach nauko-badawczych, takich jak ÚJV Řež i inne. W pionie bezpieczeństwa jądowego kluczową rolę odgrywają departamenty do-

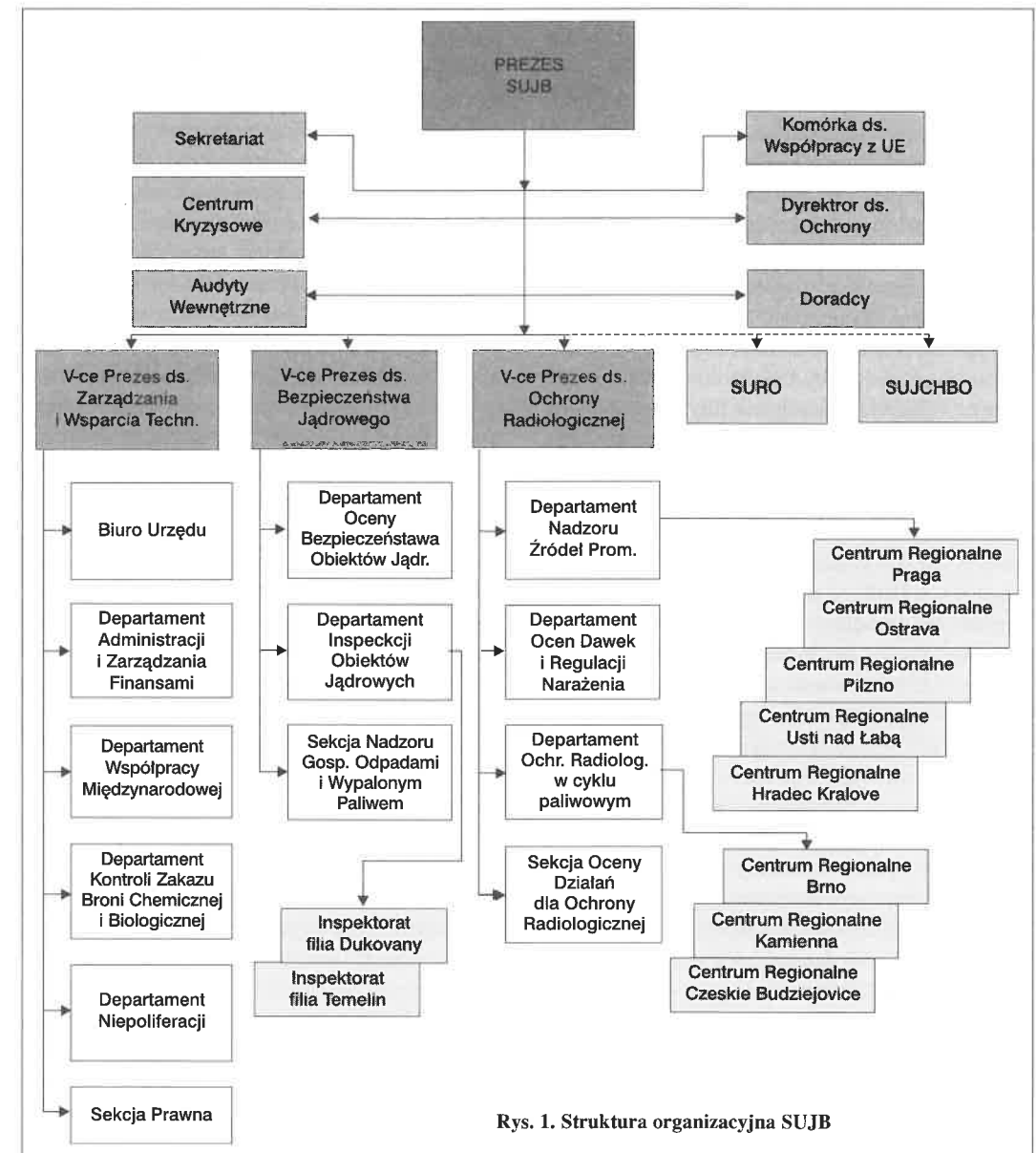
zorowej oceny bezpieczeństwa oraz dozorowych inspekcji obiektów jądowych.

Departament inspekcji obiektów jądowych ma swoich inspektorów – rezydentów na terenie elektrowni jądowych Dukovany i Temelin. W pionie tym jest również sekcja zajmująca się weryfikacją bezpieczeństwa postępowania z odpadami promieniotwórczymi i wypalonym paliwem jądowym.

W pionie ochrony radiologicznej działają departamenty nadzoru źródeł promieniowania, ocen

i regulacji narażenia pracowników oraz ochrony radiologicznej podczas działalności związanych z jądowym cyklem paliwowym. Ten ostatni departament zarządza również ośrodkami regionalnymi zlokalizowanymi w Bmie, Kamiennej i Czeskich Budziejowicach. Pięć ośrodków regionalnych ma także departament nadzoru źródeł promieniowania. Jest również sekcja do spraw oceny działań podejmowanych w celu ochrony radiologicznej.

Pion zarządzania i wsparcia technicznego składa się z departamentów: administracji i zarzą-



Rys. 1. Struktura organizacyjna SUJB

dzania finansami, współpracy międzynarodowej, kontroli zakazu prób z bronią chemiczną i biologiczną, nieprolifracji oraz sekcji prawnej i biura urzędu.

W Republice Czeskiej podstawowymi aktami prawnymi regulującymi licencjonowanie i zatwierdzanie obiektów jądrowych są ustawy Prawo budowlane (No 50/1976) i Prawo atomowe (No18/1997) łącznie z szeregiem odpowiednich przepisów wykonawczych. Istotny wpływ na procedury i praktykę licencjonowania i zatwierdzania mają także przepisy ustaw o postępowaniu administracyjnym, o kontroli państwowej, ocenie wpływu projektów i programów rozwojowych na środowisko, o swobodnym dostępie do informacji. Z punktu widzenia prawa budowlanego istnieją 4 podstawowe pozwolenia dotyczące projektów budowlanych związanych z jakimkolwiek obiektem jądrowym. Są to pozwolenia na: lokalizację obiektu, jego budowę, prowadzenie eksploatacji oraz likwidację po definitywnym wyłączeniu na stałe z eksploatacji. Pozwolenia te należą w Czechach do kompetencji lokalnych władz (ich odpowiednich wydziałów do spraw budownictwa). Obowiązujące procedury postępowania gwarantują jednak, że odpowiednie pozwolenia nie mogą być wydane bez uprzednich uzgodnień i zezwoleń ze strony innych organów i służb państwowych, działających w oparciu o ustawy szczególne, dotyczące danego obiektu budowlanego ze względu na jego charakter i przeznaczenie. Na tej zasadzie obiektu jądrowego dotyczą przepisy Prawa atomowego i musi on spełniać wymagania bezpieczeństwa jądrowego i ochrony radiologicznej zawarte w odpowiednich rozporządzeniach wykonawczych do tej ustawy, czego potwierdzeniem jest wydanie odpowiedniego zezwolenia w tym zakresie przez SUJB. Zezwolenie takie może zawierać szczegółowe warunki, od których spełnienia zależy możliwość rozpoczęcia i prowadzenia procesu (np. budowy, eksploatacji) objętego zezwoleniem. Na podobnej zasadzie jak SUJB działają na przykład:

- organy dozoru technicznego w zakresie bezpieczeństwa przemysłowego, np. bezpieczeństwa zbiorników ciśnieniowych lub systemów elektrycznych,
- wyspecjalizowane wydziały i służby lokalnych urzędów w zakresie: ochrony przeciw-

pożarowej, postępowania z odpadami oraz gospodarki wodnej i ścieków,

- państwowa inspekcja ochrony środowiska w zakresie zanieczyszczeń powietrza,
- lokalne władze inspekcji sanitarnej i ochrony zdrowia w zakresie bezpieczeństwa pracy i ochrony zdrowia publicznego.

W odniesieniu do obiektów jądrowych ustawa Prawo budowlane zawiera wyraźny zapis o obowiązku żądania przez wydziały budowlane odpowiednich władz lokalnych przedłożenia stosownych akceptacji czy zezwoleń SUJB, zanim zostanie wydane odpowiednie pozwolenie budowlane i zakazuje wydania tego ostatniego bez wcześniejszej zgody SUJB. Natomiast ustawa Prawo atomowe wylicza wszystkie rodzaje działalności wymagające zezwolenia (*license*) lub zgody (*permit*) SUJB. Poza decyzjami związanymi z lokalizacją, oraz zezwoleniami na budowę i rozpoczęcie eksploatacji, prawo uzależnia od zgody SUJB rozpoczęcie wielu innych działań, jak na przykład kolejne etapy rozruchu obiektu jądrowego, wszelkie zmiany projektowe i modernizacje obiektu będącego w eksploatacji, wszelkie zmiany wpływające na bezpieczeństwo jądrowe, ochronę radiologiczną, ochronę fizyczną i przygotowania na wypadek awarii, uwolnienia substancji promieniotwórczych do środowiska i podobne.

Ustawa o ocenie wpływu na środowisko zawiera wymóg, by takiej ocenie poddane były wszelkie projekty budowlane, w tym obiekty jądrowe. Wyniki takiej oceny winien zawierać odpowiedni raport, który następnie podlega procedurze przeglądu z możliwością włączenia w to wszystkich zainteresowanych stron, w tym ludności, która podczas specjalnie w tym celu zorganizowanych posłuchań publicznych (*public hearings*) może wyrazić swoje opinie i zadać pytania. Społeczeństwo jest podczas takich posłuchań reprezentowane również przez lokalne władze samorządowe oraz organizacje pozarządowe. Za wydanie decyzji oceniającej wpływ budowy proponowanego obiektu na środowisko – wraz z odpowiednim merytorycznym uzasadnieniem – odpowiedzialne jest Ministerstwo Środowiska.

SUJB ma szerokie kompetencje w zakresie stosowania sankcji w przypadku naruszeń wymagań bezpieczeństwa. Ma prawo wymagać za-

dośćuczynienia wyrządzonych szkód, nakazać przeprowadzenie przeglądów technicznych, ocen, inspekcji i badań dla stwierdzenia czy obiekt spełnia wymagania eksploatacyjne. Ma także władzę, w przypadkach naruszenia obowiązków, cofnięcia specjalnych uprawnień nadanych personelowi eksploatacyjnemu oraz nakłada kary pieniężne za naruszenia wymagań Prawa atomowego. W przypadkach zagrożenia bezpieczeństwa SUJB ma prawo nakazać obniżenie mocy lub nawet wyłączenie reaktora, lub ograniczenie albo wstrzymanie działalności objętej wydanym przez SUJB zezwoleniem. Może również zmienić, zawiesić lub cofnąć zezwolenie.

Inspektorzy bezpieczeństwa jądrowego i radiacyjnego powołani przez Prezesa SUJB mają prawo:

- wejść o każdej porze na teren budynków, obiektów i instalacji oraz miejsc prowadzenia działalności związanych z wykorzystaniem materiałów jądrowych lub źródeł promieniowania objętych dozorem SUJB;
- kontrolować przestrzeganie wymagań i warunków bezpieczeństwa i ochrony radiologicznej, ochrony fizycznej i przygotowania na wypadek awarii w obiektach jądrowych, w szczególności – sprawdzać przestrzeganie procedur eksploatacyjnych oraz ograniczeń i warunków eksploatacji (*operational limits and conditions*);
- wymagać wykazania, że spełnione są wszystkie szczegółowe wymagania warunkujące zapewnienie bezpieczeństwa jądrowego, ochrony radiologicznej, ochrony fizycznej i właściwego przygotowania awaryjnego w obiekcie oraz prowadzić niezależne pomiary sprawdzające, łącznie z pobieraniem i badaniem próbek z kontrolowanego obiektu;
- sprawdzać kwalifikacje zawodowe personelu zatrudnionego w kontrolowanym obiekcie na stanowiskach wymagających specjalnych kompetencji, określonych w ustawie,
- uczestniczyć w badaniach zdarzeń istotnych dla bezpieczeństwa jądrowego, ochrony radiologicznej, ochrony fizycznej i stanu przygotowania na wypadek awarii (włącznie z przypadkami posługiwania się materiałami jądrowymi lub źródłami promieniotwórczy-

mi bez wymaganych zezwoleń) oraz – w likwidacji skutków takich zdarzeń.

W przypadku stwierdzenia odstępstw lub naruszeń w prowadzeniu kontrolowanej działalności, w zależności od ich rodzaju i skali inspektorzy SUJB mają prawo:

- wymagać usunięcia odstępstw lub naruszeń w określonym terminie;
- polecić kontrolowanemu przeprowadzenie określonych badań technicznych, analiz, ocen oraz prób urządzeń i systemów kontrolowanego obiektu, koniecznych do zweryfikowania faktycznego poziomu bezpieczeństwa;
- cofnąć uprawnienia osobie odpowiedzialnej za poważne naruszenia obowiązków, lub u której stwierdzono utratę fizycznych lub mentalnych zdolności do spełniania wymagań zawodowych związanych z zajmowanym stanowiskiem;
- wnioskować o nałożenie odpowiedniej kary pieniężnej.

Jeśli stwierdzona sytuacja może zagrozić bezpieczeństwu inspektor ma obowiązek wnioskować do SUJB o wydanie doraźnego nakazu obniżenia mocy lub wstrzymania eksploatacji albo wstrzymania działalności z materiałami jądrowymi, źródłami lub odpadami promieniotwórczymi.

### Finlandia

Również w Finlandii praktyczne sprawowanie dozoru bezpieczeństwa jądrowego we wszystkich czterech obszarach – obiektów jądrowych, działalności ze źródłami, transportu i odpadów należy do jednego urzędu. Fiński Urząd Bezpieczeństwa Jądrowego (STUK), działający na mocy ustawy z 1983 roku oraz odpowiedniego rozporządzenia wykonawczego z roku 1997, jest państwową agencją odpowiadającą za dozór bezpieczeństwa wykorzystania energii atomowej, przygotowanie do reagowania na zdarzenia radiacyjne, oraz zabezpieczenia i ochronę fizyczną materiałów jądrowych. Do STUK należy przygotowywanie decyzji i opinii w sprawach bezpieczeństwa, przegląd i ocena dokumentacji bezpieczeństwa, prowadzenie inspekcji obiektów i działalności oraz nakładanie związanych z tym sankcji. W uzasadnionych (z punktu widzenia bezpie-



czeństwa i ochrony radiologicznej) sytuacjach STUK ma prawo zażądać na przykład od operatora elektrowni jądrowej wprowadzenia modyfikacji, zmniejszenia mocy, a nawet wyłączenia obiektu. STUK wprawdzie nie wydaje zezwoleń na budowę i eksploatację obiektów jądrowych (prawo fińskie zalicza do nich elektrownie jądrowe, obiekty przechowywania wypalonego paliwa jądrowego, składowiska odpadów promieniotwórczych lub inne duże zakłady jądrowego cyklu paliwowego), ale praktycznie zezwolenia te nie mogą być wydane bez pozytywnej formalnej i wiążącej opinii STUK, potwierdzającej spełnienie przez wnioskodawcę wszystkich wymagań bezpieczeństwa, określonych w ustawach – o energii jądrowej z 1994 roku i o promieniowaniu z 1991 roku – (z późniejszymi zmianami), odpowiednich przepisach wykonawczych oraz wytycznych bezpieczeństwa STUK (tzw. *YVL Guides*). Opinia taka wydawana jest na podstawie weryfikacji analiz bezpieczeństwa przeprowadzonych przez wnioskodawcę i opiera się na niezależnej ocenie przez STUK bezpieczeństwa obiektu na podstawie wniosków z tych analiz. STUK może korzystać przy tym z ekspertyz zewnętrznych. W swojej działalności STUK korzystał z analiz i badań wykonywanych w jednostkach naukowo-badawczych np.: przeprowadzanych przez fińskie Centrum Badań Technicznych – VTT lub fiński Instytut Badań Geologicznych – GTK (STUK finansuje te badania). Jednak w ostatnich latach – kiedy uruchamiano projekt budowy 3-go bloku w elektrowni jądrowej Olkiluoto i planowana jest tam budowa 4-go bloku, a jednocześnie przygotowany jest również projekt budowy 3-go bloku w EJ Loviisa, a STUK stanął przed zadaniem przeprowadzenia oceny odpowiednich analiz bezpieczeństwa nowoprojektowanych bloków dla tych elektrowni, musiała zostać zwiększona liczba etatów w samym STUK – zatrudnia się i szkoli nowych pracowników.

Administracyjnie STUK podlega ministerstwu zdrowia i spraw socjalnych (*Health and Social Affairs*). Jednak według prawa fińskiego ani ministrowi zdrowia i spraw socjalnych ani żadnemu z pozostałych ministrów nie wolno podejmować jakichkolwiek decyzji w sprawach należących do określonych prawem

**kompetencji STUK.** Dyrektor generalny STUK powoływany jest przez Prezydenta na wniosek Premiera rządu.

Działalność STUK jest finansowana z dwóch źródeł – z budżetu państwa oraz z opłat wnoszonych przez wykonawców działalności nadzorowanej przez STUK. Opłaty, których wysokość określona jest przez nadzorujące STUK ministerstwo zdrowia, wnoszone są bezpośrednio do STUK. Fińskie prawo atomowe przewiduje również tworzenie funduszu zapewniającego długoterminowe badania poświęcone bezpieczeństwu jądrowemu oraz gospodarce odpadami/wypalonym paliwem – środki na istnienie ww. funduszu są pozyskiwane od posiadaczy zezwoleń na wykonywanie działalności związanej z tą dziedziną.

Do szczegółowych zadań STUK należą:

- oceny bezpieczeństwa i inspekcje obiektów jądrowych;
- nadzór nad wykorzystywaniem źródeł promieniotwórczych i promieniowania jonizującego (autoryzacja, oceny bezpieczeństwa, inspekcje i nakładanie sankcji);
- ochrona fizyczna i zabezpieczenia materiałów jądrowych i wysokoaktywnych źródeł promieniotwórczych;
- monitorowanie sytuacji radiacyjnej oraz reagowanie w przypadkach zdarzeń radiacyjnych;
- utrzymywanie wzorców metrologicznych w dziedzinach związanych z ochroną przed promieniowaniem;
- prace naukowo-badawcze mające na celu poprawę bezpieczeństwa jądrowego i radiacyjnego;
- dostarczanie informacji i publikacja raportów dotyczących problemów bezpieczeństwa jądrowego i radiacyjnego, prowadzenie i uczestniczenie w działalności szkoleniowej dotyczącej tej problematyki;
- tworzenie projektów aktów prawnych i przygotowywanie decyzji Rządu w dziedzinie bezpieczeństwa jądrowego i radiacyjnego, opracowywanie odpowiednich wytycznych dozoru (*YVL Guides, ST Guides*);
- współpraca z organizacjami międzynarodowymi w zakresie międzynarodowej kontroli i raportowania, kontakty z urzędami dozoru

i ośrodkami naukowymi w innych krajach w kwestiach związanych z bezpieczeństwem; STUK posiada własne dobrze wyposażone zaplecze laboratoryjno-badawcze, prowadzące między innymi nadzór i pomiary środowiskowe. W prace te zaangażowana jest ponad 1/4 personelu STUK. W końcu 2004 roku STUK zatrudniał 315 pracowników wykonujących następujące zadania w odpowiednich komórkach organizacyjnych STUK:

- dozór bezpieczeństwa reaktorów jądrowych (76);
- dozór materiałów jądrowych i odpadów promieniotwórczych (19);
- dozór zastosowań źródeł promieniowania (41);
- badania i pomiary środowiskowe (95);
- dozór zastosowań promieniowania niejonizującego (9);
- informacja i kontakty z mediami (6);
- reagowanie na zdarzenia radiacyjne (4);
- doradztwo i usługi eksperckie (7);
- biuro dyrektora generalnego (5);
- obsługa administracyjna i służby wewnętrzne (53);

Spośród nich znakomita większość (ponad 250) wykonywała zadania merytoryczne w tym – ponad 100 osób – zadania polegające na analizach i ocenie bezpieczeństwa związanych z licencjonowaniem obiektów i działalności oraz inspekcjach.

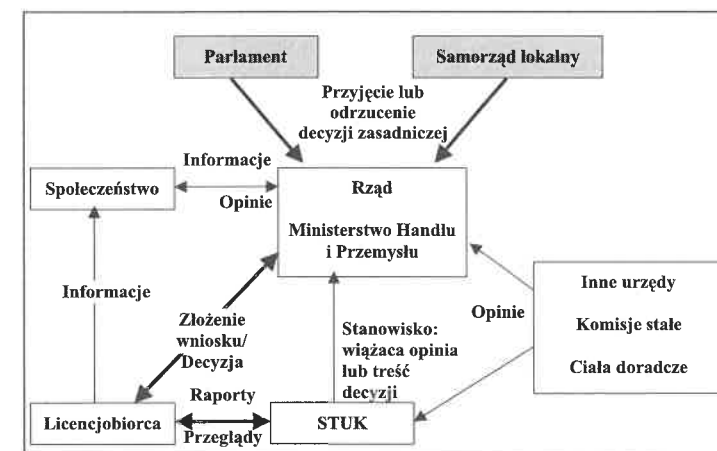
Proces licencjonowania obiektów jądrowych jest w Finlandii trzystopniowy i opiera się na decyzjach wysokiego szczebla: Rządu, a nawet Parlamentu. STUK wydaje natomiast zezwolenia na pozostałe działalności związane z wykorzystaniem źródeł promieniowania.

Na proces autoryzacji obiektów jądrowych składają się trzy decyzje:

- tzw. **decyzja zasadnicza** (*Decision-in-Principle – DiP*), którą podejmuje Rada Ministrów, a zatwierdza Parlament;
- **zezwoleń na budowę** – które wydaje rząd;
- **zezwoleń na eksploatację** – które również wydaje rząd.

Warunki, jakie muszą być spełnione by wydać wymienione wyżej decyzje (zezwoleń), określone są w ustawie o energii jądrowej. Wydanie zezwoleń na budowę nowego obiektu jądrowego musi być poprzedzone decyzją zasadniczą (*DiP*), stwierdzającą potrzebę budowy i uruchomienia tego obiektu we wskazanej lokalizacji (lub lokalizacjach). O wydanie takiej decyzji wnioskodawca (inwestor obiektu) występuje do ministra przemysłu i handlu załączając raport z przeprowadzonego wcześniej studium wpływu obiektu na środowisko (*Environmental Impact Assessment – EIS*), konsultowanego i zaakceptowanego przez STUK. Procedura oceny wpływu obiektu na środowisko obejmuje prowadzenie konsultacji społecznych w miejscu proponowanej lokalizacji obiektu. Opinii ze strony miejscowej ludności w tej sprawie zasięga również minister przemysłu i handlu, który musi stwierdzić, czy władze lokalne w miejscu proponowanej lokalizacji zgadzają się i udzielają poparcia budowie obiektu.

Warunkiem podjęcia pozytywnej decyzji zasadniczej przez rząd jest stwierdzenie, iż budowa obiektu jest zgodna z interesem ogólnospołecznym, lokalna społeczność ją akceptuje oraz – brak jest przekonujących przesłanek do odrzucenia wniosku z powodu nie spełnienia warunków bezpieczeństwa – ponieważ wykazano, że proces wykorzystania energii atomowej w proponowanym obiekcie będzie bezpieczny, nie spowoduje zagrożenia zdrowia mieszkańców, ani też szkód



Rys. 2. Proces licencjonowania obiektu jądrowego w Finlandii (etap decyzji zasadniczej wyróżniono na schemacie)

w otaczającym środowisku. Przed ogłoszeniem decyzji zasadniczej przez rząd minister przemysłu i handlu zasięga opinii STUK, co do treści jej sformułowań. Zarówno STUK jak i minister przemysłu i handlu korzystają zwykle przy tym dodatkowo z opinii różnych komitetów i ciał doradczych. Minister przemysłu i handlu musi również zebrać zgody innych dozorów i służb.

Wejście w życie decyzji wydanej w takim trybie przez rząd wymaga jeszcze uzyskania poparcia większości w Parlamencie. Parlament nie ma prawa zmieniać treści decyzji, może ją jedynie zaakceptować lub odrzucić.

Akceptacja ze strony Parlamentu oraz społeczności lokalnej wymagana jest tylko raz – właśnie na etapie podejmowania decyzji zasadniczej (DiP). Po wydaniu tej decyzji i zaakceptowaniu jej zwykłą większością w Parlamencie prawo fińskie nie przewiduje możliwości jej zmiany. Ani na etapie zezwolenia na budowę, ani przy wydawaniu zezwolenia na eksploatację wybudowanego obiektu jądrowego żadne konsultacje społeczne ani dysputy parlamentarne na ten temat już nie są przewidywane. Są to bowiem etapy projektu, w których angażowane są znaczne środki finansowe. Ewentualne dalsze decyzje dotyczące tempa realizacji projektu mogą wynikać co najwyżej z przesłanek techniczno-organizacyjnych lub finansowych, a jedyną instytucją uprawnioną do oceny procesu z punktu widzenia bezpieczeństwa, do prowadzenia inspekcji i stosowania sankcji (nawet do zatrzymania procesu włącznie) – jest STUK. Przykładowo – jeśli posiadacz zezwolenia zamierza wprowadzić zmiany projektowe w obiekcie, w jego układach technologicznych, konstrukcjach budowlanych lub urządzeniach i może to mieć wpływ na bezpieczeństwo, konieczne jest uzyskanie każdorazowo zgody STUK na wprowadzenie tych zmian. Zgoda taka może być wydana po przedłożeniu STUK analiz wykazujących, że proponowane zmiany nie obniżą poziomu bezpieczeństwa obiektu. Proponowanie i zatwierdzanie przez STUK modyfikacji może wpłynąć na wydłużenie procesu budowy lub wymagać przerw w eksploatacji.

Wydanie **zezwoleń na budowę**, a później **na eksploatację** obiektu jądrowego wymaga złożenia w STUK odpowiednich raportów bezpieczeństwa: wstępnego – (*Preliminary Safety Ana-*

*lysis Report – PSAR*) i końcowego (*Final Safety Analysis Report – FSAR*), specyfikacji technicznych obiektu oraz instrukcji eksploatacyjnych. Zezwolenie na eksploatację jest terminowe – wydawane jest na określony okres czasu – zwykle na 10 do 20 lat. W przypadkach, kiedy wydawane jest na okres dłuższy od 10 lat, STUK wymaga przeprowadzenia przez jednostkę eksploatującą przed upływem 10 lat eksploatacji okresowego przeglądu bezpieczeństwa (*periodic safety review*) całego obiektu i złożenia STUK odpowiedniego raportu z wynikami tego przeglądu i wnioskami co do bezpieczeństwa dalszej eksploatacji obiektu.

## TRENDY ZMIAN I POMOC MAEA DLA KRAJÓW CZŁONKOWSKICH

Podane wyżej przykłady rozwiązań **umieszczenia urzędu** dozoru bezpieczeństwa jądrowego w strukturze organów państwa, oraz **zakresu kompetencji** tego urzędu, jego organizacji i sposobu realizacji podstawowych funkcji i uprawnień, dotyczyły trzech krajów o wieloletnich tradycjach w zakresie energetyki jądrowej, eksploatujących elektrownie jądrowe (i równocześnie w ostatnim czasie budujących lub przystępujących do budowy nowych bloków jądrowych), które to kraje na przestrzeni ostatnich kilku lat w znacznym stopniu dostosowały zakres działania i pozycję dozoru w relacji do innych organów administracji rządowej do aktualnych standardów MAEA i obu wspomnianych wyżej konwencji. Zgodnie z obserwowanym od kilku lat trendem we Francji, Czechach i Finlandii obecnie **jeden urząd** kontroluje **bezpieczeństwo obiektów jądrowych** oraz wszelkich rodzajów **działalności ze źródełami** promieniowania, oraz **transportu i odpadów** promieniotwórczych. W każdym z tych trzech krajów działają w strukturach dozoru kryzysowe centra reagowania na zdarzenia radiacyjne. Także niezależność organu dozoru jest odpowiednio zabezpieczona, bądź przez jego usytuowanie poza strukturą władzy wykonawczej – premiera i ministrów – bezpośrednio pod kontrolą Parlamentu – jak we Francji, bądź też odpowiednio wysoko w strukturze rządowej – albo z podległością bezpośrednią Premierowi, bez administracyjnego podporządko-

wania któremukolwiek ministerstwu – jak w Czechach, albo w strukturze administracyjnej któregoś z ministerstw – jak w Finlandii, jednak z zagwarantowanym ustawowo decydującym głosem w sprawach merytorycznych dla organu rzeczywiście kompetentnego w dziedzinie bezpieczeństwa i poważnym respektowaniu w tym zakresie jego autonomii wobec ministrów i Parlamentu.

Międzynarodowa Agencja Energii Atomowej oferuje zainteresowanym krajom członkowskim swoją pomoc w przeglądzie sytuacji ich dozorów bezpieczeństwa jądrowego oraz stymuluje zmiany wzmacniające pozycję i niezależność dozoru poprzez formułowanie ocen i rekomendacji przekazywanych przez MAEA rządowi tych krajów. Realizacji tego celu służą organizowane przez MAEA misje zespołów międzynarodowych ekspertów w ramach usługi tzw. zintegrowanych przeglądów dozorów jądrowych *IRRS* (*Integrated Regulatory Review Services*).

## MISJE PRZEGLĄDOWE FUNKCJONOWANIA DOZORU (IRRS)

**Celem misji IRRS** z punktu widzenia MAEA jest pomoc w dokonaniu **samooceny** organizacji dozoru przez kraj zapraszający misję aby:

- poprawić funkcjonowanie dozoru,
- dokonać **wymiany doświadczeń**,
- **harmonizować** sposób funkcjonowania dozoru w różnych krajach.

**Zakres misji** jest dostosowany do życzeń kraju zapraszającego (*host country*), jednak każda misja bada spełnianie:

- podstawowych wymagań bezpieczeństwa (*Safety Fundamentals*) i standardów MAEA,
- rekomendacji dotyczących kraju zapraszającego wynikających z procesów przeglądowych prowadzonych w ramach Konwencji Bezpieczeństwa oraz Konwencji Wspólnej,
- zaleceń konferencji i spotkań MAEA dotyczących bezpieczeństwa jądrowego lub sprawowania dozoru jądrowego,
- raportów MAEA dotyczących problemów bezpieczeństwa.

Problemy w dziedzinie polityki i techniki sprawowania dozoru, którymi najczęściej zajmują się misje *IRRS* to:

- postępek w zakresie efektywności i kompetencji dozoru jądrowego,
- przejrzystość i otwartość działania dozoru,
- niezależność „*de jure*” i „*de facto*”,
- przywództwo i zarządzanie w dziedzinie bezpieczeństwa,
- aspekty dozоровe zbierania doświadczeń z eksploatacji obiektów jądrowych,
- wydłużanie czasu eksploatacji i starzenie się obiektów,
- licencjonowanie nowych inwestycji i nowych technologii,
- zachowanie równowagi w stosowaniu probabilistycznych i deterministycznych metod oceny bezpieczeństwa,
- podejście do sprawowania dozoru: czy biurokratyczne – w oparciu o drobiazgowo przepisy i procedury (*prescriptive approach*)?, czy praktyczne – na podstawie analiz zaistniałych problemów, opartych na wiedzy i doświadczeniu (*performance based approach*)?,

- zasoby ludzkie i zachowanie kompetencji,
- harmonizacja wymagań i przepisów dotyczących bezpieczeństwa jądrowego i ochrony radiologicznej,
- udział w międzynarodowej wymianie doświadczeń, stosowanie międzynarodowych wymagań (*binding*) oraz norm bezpieczeństwa, które formalnie nie są wiążące (*not-binding*).

**Podstawą misji** stanowiącą poziom odniesienia są standardy bezpieczeństwa MAEA, wśród nich przede wszystkim:

- Podstawowe zasady bezpieczeństwa (*Safety Fundamentals*),
- oraz normy zawierające podstawowe wymagania bezpieczeństwa:
- GS-R-1 – określający odpowiedzialność państwa i wymagane regulacje, organizację dozoru jądrowego, wymóg wydawania zezwoleń, prowadzenia analiz i ocen, organizowania inspekcji oraz stosowania sankcji, a także tworzenia odpowiednich przepisów i publikowania wskazań i zaleceń w zakresie bezpieczeństwa obiektów jądrowych, bezpieczeństwa działalności ze źródłami promieniowania, bezpieczeństwa transportu i bezpieczeństwa odpadów promieniotwórczych,

- GS-R-2 – poświęcony zasadom i organizacji reagowania na zdarzenia radiacyjne,
- GS-R-3 – dotyczący zasad zarządzania i kierowania w obiektach jądrowych i podczas działalności ze źródłami promieniowania,
- Safety Series No. 115 – podstawowe normy bezpieczeństwa (*Basic Safety Standards* –BSS).

Seria wymagań dotyczących elektrowni jądrowych na etapach:

- NS-R-1 – projektowania,
- NS-R-2 – eksploatacji,
- NS-R-3 – lokalizacji,

oraz wymagań dotyczących postępowania z odpadami promieniotwórczymi w zakresie:

- WS-R-1 – składowania powierzchniowego,
- WS-R-2 – postępowania przed składowaniem w tym podczas likwidacji obiektów jądrowych,
- WS-R-3 – usuwania skażeń pozostałych po dawnej działalności lub zdarzeniach radiacyjnych,
- WS-R-4 – głębokiego składowania (w tzw. składowiskach geologicznych).

Wymagania dotyczące transportu źródeł promieniotwórczych – TS-R-1 oraz zasady postępowania ze źródłami promieniotwórczymi: *Code of Conduct on Safety and Security of Radioactive Sources* i z reaktorami badawczymi: *Code of Conduct on Safety of Research Reactors*.

**Przebieg misji IRRS** regulują wypracowane w MAEA szczegółowe wytyczne dotyczące ich przygotowania, przeprowadzenia, raportowania oraz postępowania po zakończeniu misji.

Zespół ekspertów IRRS włącznie z szefem zespołu i jego zastępcą rekrutuje się spośród doświadczonych personelu organizacji dozoru jądrowego z różnych krajów. Zespół ten jest wspomagany przez koordynatora i ekspertów z MAEA. Kraj zapraszający reprezentują tzw. kontrpartnerzy, którzy są rozmówcami ekspertów IRRS podczas trwania misji. Zbieranie informacji przez ekspertów IRRS i MAEA polega na:

- analizie materiału pisemnego – w tym przede wszystkim – odpowiedzi na ok. 500 pytań kwestionariusza IRRS udzielonych na piśmie na około 2 miesiące przed przyjazdem misji, oraz dokumentacji udostępnianej i w razie potrzeby – tłumaczonej podczas trwania misji,

- prowadzeniu rozmów ekspertów z kontrpartnerami oraz personelem badanych organizacji podczas codziennych spotkań poświęconych poszczególnym tematom (modułom) misji,
- prowadzeniu bezpośredniej obserwacji działalności organów dozoru jądrowego – w szczególności także podczas inspekcji lub prowadzenia ćwiczeń awaryjnych.

Informacje z rozmów i obserwacji bezpośrednich rejestrowane są podczas misji w postaci tzw. notatek technicznych (*technical notes*), omawianych na codziennych spotkaniach zespołu ekspertów IRRS i stanowiących podstawę do redagowania końcowego raportu z misji, zawierającego wnioski oraz rekomendacje, sugestie i opis zaobserwowanych dobrych sposobów postępowania (*good practices*). Na podstawie wyników dyskusji podczas spotkania końcowego, po zakończeniu misji, eksperci IRRS redagują projekt raportu, który przesyłany jest rządowi kraju zapraszającego misję w celu uzyskania komentarzy i opinii. Po ich otrzymaniu redagowana jest wersja końcowa raportu z misji IRRS, którą otrzymuje rząd kraju, którego raport dotyczy oraz MAEA.

Z omawianych misji korzystała **Republika Czeska** – w roku 2000 (*IRRT*) oraz **Francja** – w roku 2006 (*IRRS*). We Francji dwutygodniową misję w ASN przeprowadził w listopadzie 2006 zespół ekspertów z 16 krajów z udziałem 2 obserwatorów (z Holandii i Federacji Rosyjskiej). Termin misji IRRS zbiegł się z wprowadzaniem istotnych zmian strukturalnych, skutkujących znaczącym wzrostem niezależności i prestiżu francuskiego dozoru jądrowego. W tym samym roku misje IRRS przeprowadzone były w **Wielkiej Brytanii** oraz **Rumunii**.

Misja IRRS w 2006 roku w **Rumunii** była już trzecią misją MAEA dotyczącą funkcjonowania dozoru jądrowego w tym kraju. Poprzednie misje – wówczas *IRRT (International Regulatory Review Teams)* miały miejsce w latach 1998 i 2002. Wszystkie te misje miały charakter zintegrowany tj. dotyczyły problematyki dozoru jądrowego i radiologicznego we wszystkich dziedzinach – tak w odniesieniu do elektrowni jądrowej jak i reaktorów badawczych, postępowania z odpadami promieniotwórczymi, oraz zastoso-

wań źródeł promieniowania w przemyśle i medycynie. Na przykład misja *IRRT* w 1998 r. objęła 9 następujących modułów tematycznych:

- 1) przepisy i wytyczne (*regulations and guides*),
- 2) wydawanie zezwoleń (*licensing*),
- 3) przegląd i ocena bezpieczeństwa w procesie licencjonowania (*review and assessment*),
- 4) wymagania dotyczące licencjonowania (*requirements or applicant/licensee*),
- 5) ochrona radiologiczna (*radiation protection*),
- 6) postępowanie z odpadami (*radwaste management*),
- 7) likwidacja obiektów (*decommissioning*),
- 8) reaktory badawcze (*research reactors*),
- 9) inspekcje i stosowanie sankcji (*inspections and enforcement*).

Druga misja *IRRT* w 2002 roku dotyczyła podobnych obszarów, choć nieco inaczej zostały określone tytuły poszczególnych modułów. W toku tej misji sformułowano 66 rekomendacji i 14 sugestii, wyodrębniono również 14 przypadków „dobrej praktyki”. Istotnym celem misji było dokonanie oceny na użytek rządu, jak rumuński urząd dozoru jądrowego (*CNCAN*)<sup>2</sup> wypełnia swoje funkcje i w jakim stopniu stosuje standardy MAEA. Podobny cel miała trzecia misja –

<sup>2</sup> *CNCAN* – Narodowa Komisja ds. Kontroli Działalności Nuklearnych

przeprowadzona tym razem już wg nowych wytycznych *IRRS* i nowych standardów MAEA jako materiału odniesienia. Eksperci *IRRS* badali zarówno dozór nad *EJ Cernavoda*, jak i nad szpitalami onkologicznymi, czy też konwersją paliwa jądrowego z wysoko- na niskowzbożone w reaktorze badawczym *TRIGA*. Rezultaty misji zostały przekazane wicepremierowi rządu Rumunii.

Najważniejszymi efektami misji *IRRT* i *IRRS* w Rumunii było spektakularne wzmocnienie organizacji dozoru jądrowego pod względem jego umocowania prawnego, miejsca w hierarchii urzędów państwowych, a także poziomu zatrudnienia i płac. Na przykład zatrudnienie wzrosło od 15 osób w roku 1989 do 180 osób obecnie, przy czym praca w *CNCAN* stała się atrakcyjna finansowo. *CNCAN* podlega bezpośrednio Urzędowi Rady Ministrów i ma jasno określone kompetencje i uprawnienia (wyeliminowano istniejące poprzednio sytuacje prowadzące do sporów kompetencyjnych między państwowymi instytucjami dozorowymi).

Oczekiwana decyzja w sprawie rozpoczęcia realizacji programu jądrowego w Polsce może prowadzić do tworzenia różnych projektów dostosowania dozoru jądrowego do nowej sytuacji. Skorzystanie w tym względzie, za przykładem Czech, Francji, Rumunii i innych krajów, z opinii i rekomendacji międzynarodowego zespołu ekspertów na podstawie wyników misji *IRRT* może okazać się bardzo pożyteczne.

#### Notka o autorze:

**Maciej Jurkowski** – Dyrektor Departamentu Bezpieczeństwa Jądrowego i Radiacyjnego Państwowej Agencji Atomistyki, uczestnik delegacji RP na I-sze Spotkanie przeglądowe oraz Przewodniczący delegacji RP na II-gie i III-cie Spotkanie przeglądowe Konwencji bezpieczeństwa jądrowego (*CNS*) oraz I-sze i II-gie Spotkanie przeglądowe Konwencji wspólnej bezpieczeństwa postępowania z odpadami promieniotwórczymi i wypalonym paliwem jądrowym (*JC*).

# RADON W DOMU I ŚRODOWISKU PRACY

Kalina Mamont-Cieśla

## 1. WSTĘP

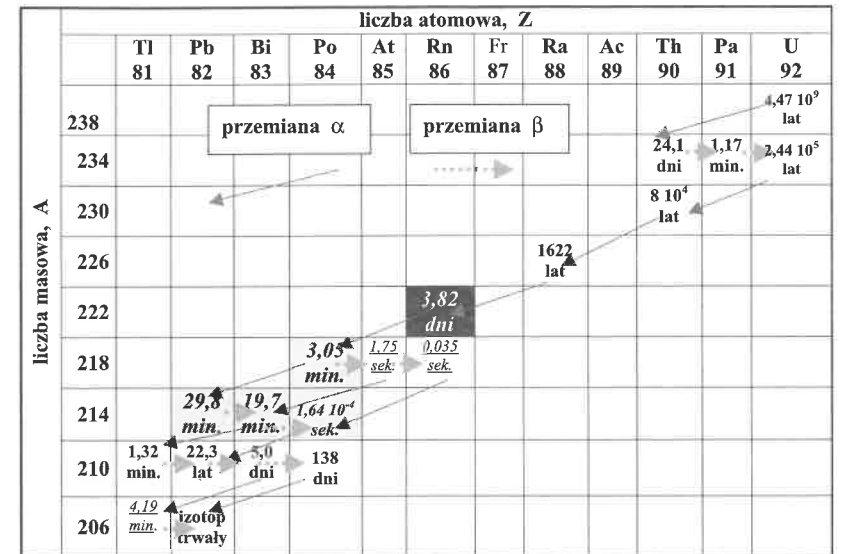
Ziemia jest jedną z czterech planet skalistych w Układzie Słonecznym, który powstał ok. 4,6 mld lat temu prawdopodobnie na skutek wybuchu gwiazdy Supernowej z obłoku materii gazowo-pyłowej. W pyłe tym znajdowała się ogromna ilość ciężkich nuklidów promieniotwórczych, które w większości w wyniku przemian promieniotwórczych rozpadły się tworząc obecnie około 270 nuklidów trwałych stanowiących główny składnik Układu Planetarnego Słońca. W skorupie ziemskiej pozostały jednak z tego wybuchu trzy nuklidy promieniotwórcze, których okres połowicznego rozpadu, będący miarą ich szybkości zaniku, jest porównywalny z wiekiem Ziemi (ok. 4,6 mld lat) i które stały się protoplastami trzech naturalnych szeregów promieniotwórczych. Szeregi te są to ciągi nuklidów promieniotwórczych powstających w sekwencji jeden z drugiego w wyniku naturalnych, spontanicznych przemian jądrowych alfa i beta, kończące się nuklidem stabilnym. Protoplastami naturalnych szeregów promieniotwórczych są: tor  $^{232}\text{Th}$  o okresie połowicznego rozpadu wynoszącego 14 miliardów lat w szeregu torowym, uran  $^{238}\text{U}$  o okresie połowicznego rozpadu 4,5 mld lat w szeregu uranowo-radowym i uran- $^{235}\text{U}$  o okresie połowicznego rozpadu 700 milionów lat w szeregu uranowo-aktynowym. Wszystkie szeregi kończą trwałe izotopy ołowiu, kolejno  $^{208}\text{Pb}$ ,  $^{206}\text{Pb}$  i  $^{207}\text{Pb}$ . Szeregi te składają się łącznie z 43 nuklidów promieniotwórczych, odpowiadających 12 pierwiastkom chemicznym, z których 11 jest metalami ciężkimi: tal, ołów, bizmut, polon, astat, francjum, protaktyn, rad, aktyn, tor i uran (Tl, Pb, Bi, Po, At, Fr, Pa, Ra, Ac, Th, i U), a jeden z nich – radon powstający w wyniku rozpadu radu – jest w normalnych warunkach gazem i dlatego może wydostawać się ze skorupy ziemskiej do atmosfery. Radon jest więc stałym składnikiem powietrza atmosferycznego. W każdym naturalnym szeregu promieniotwórczym występuje izotop radu i jego produkt rozpa-

du – izotop radonu. Spośród trzech naturalnych izotopów radonu:  $^{222}\text{Rn}$ ,  $^{220}\text{Rn}$  oraz  $^{219}\text{Rn}$  dominuje w powietrzu ten pierwszy, powszechnie zwany radonem, a praktycznie nie występuje trzeci, powszechnie zwany aktynonem, ponieważ izotopy te różnią się bardzo okresem połowicznego rozpadu. Dla radonu jest on najdłuższy i wynosi 3,8 dni. Jest więc dostatecznie długi, żeby atomy powstałego gazu wydostały się ze skorupy ziemskiej do atmosfery zanim ulegną rozpadowi. Trwałość aktynonu, wynikająca z okresu połowicznego rozpadu równego 4s, jest tak mała, że praktycznie nie ma on szans wydobyć się poza miejsce, w którym powstał. Izotop  $^{220}\text{Rn}$  znany pod nazwą toronu ma również krótki okres połowicznego rozpadu wynoszący 56s i dlatego w znaczącej ilości występuje tylko w przyziemnej warstwie powietrza lub na terenach bogatych w tor takich jak złoża monazytu (np. w stanie Kerala w Indiach). Dla porządku należy wspomnieć o czwartym naturalnie występującym izotopie radonu:  $^{218}\text{Rn}$ , należącym wprawdzie do grupy siedmiu krótkożyciowych produktów rozpadu  $^{222}\text{Rn}$ , ale ze względu na bardzo niską ilość (powstaje w bocznej gałęzi rozpadu  $^{218}\text{Po}$  stanowiącej 0,03% rozpadów, a następnie z astatu  $^{218}\text{At}$  stanowiącej 0,1% rozpadów) mimo bardzo krótkiego okresu połowicznego rozpadu wynoszącego 0,035sek., przebiegającego z emisją cząstki alfa, nie odgrywa praktycznie żadnej roli w zagrożeniu zdrowia. Rys. 1 a i b ilustruje szeregi: uranowo-radowy i torowy.

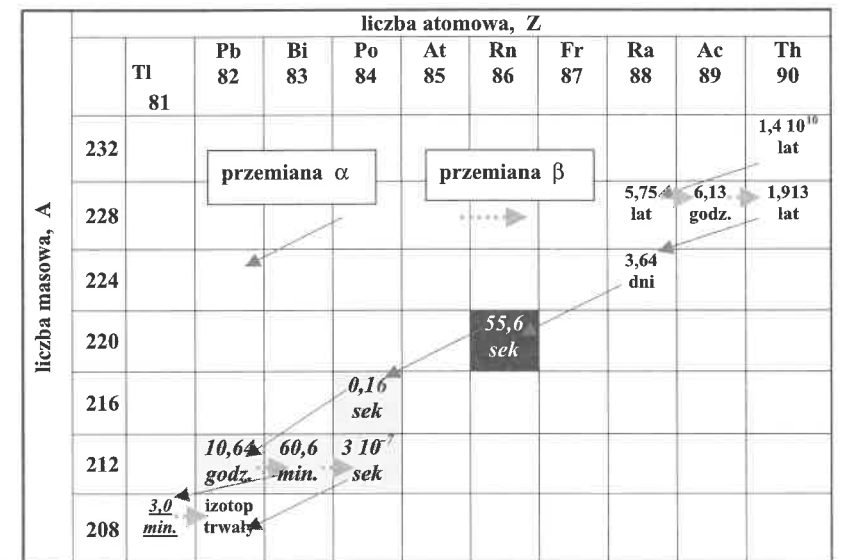
Przedmiotem zainteresowania ochrony przed promieniowaniem jonizującym są dwa radonowe izotopy:  $^{222}\text{Rn}$  (radon) oraz  $^{220}\text{Rn}$  (toron), z których dominującym ze względu na ilość jest  $^{222}\text{Rn}$ -radon. Potencjalna szkodliwość tych izotopów związana jest głównie z ich krótkożyciowymi produktami rozpadu będącymi radioaktywnymi izotopami metali ciężkich: radonu –  $^{218}\text{Po}$ ,  $^{214}\text{Pb}$ ,  $^{214}\text{Bi}$ ,  $^{214}\text{Po}$  oraz toronu –  $^{216}\text{Po}$ ,  $^{212}\text{Pb}$ ,  $^{212}\text{Bi}$ ,  $^{212}\text{Po}$ . Izotopy te bowiem powstają w powietrzu, a więc są z nim wdychane do płuc, a ja-

Rys. 1a.

Szereg uranowo-radowy; radon-222 – opisano kursywą białą na czarnym tle, 4 krótkożyciowe pochodne radonu istotne pod względem ilości – kursywą czarną na szarym tle, izotopy występujące w znikomych ilościach – kursywą podkreśloną na białym tle



Rys. 1b. Szereg torowy; toron (radon-220) opisano kursywą białą na czarnym tle, 4 pochodne toronu istotne pod względem ilości – kursywą na szarym tle, pochodną występującą w znikomych ilościach – kursywą podkreśloną na białym tle



ko krótkożyciowe i emitujące najbardziej niebezpieczne dla organizmu promieniowanie  $\alpha$  mogą być bardzo szkodliwe, gdy wnikną do naszego organizmu.

Radon, odkryty w 1900 r. przez F. E. Dorna, a zaobserwowany wcześniej, już w 1898 r. przez małżonków Curie, jest 86-tym spośród 92 pierwiastków naturalnie występujących na Ziemi. Jego liczba porządkowa Z równa się 86. Znajduje się on w VIII grupie układu okresowego pierwiastków (helowce). Radon jest gazem szlachetnym (tworzy jedynie fluorki w określonych warunkach), a przez to bardziej mobilnym, ok. 7 ra-

zy cięższym od suchego powietrza (9,73g/dcm<sup>3</sup>) w temperaturze 0°C, bezbarwnym, bezwonnym, niepalnym, łatwo rozpuszczalnym w zimnej wodzie, gorzej w ciepłej i w rozpuszczalnikach organicznych oraz amoniaku. Radon jest jedynym gazowym pierwiastkiem promieniotwórczym występującym w przyrodzie, a więc mogącym się łatwo przemieszczać i stąd wynika jego potencjalne zagrożenie dla naszego zdrowia. Inne naturalne pierwiastki promieniotwórcze są uwiecznione w skorupie ziemskiej i nie mogą samoistnie migrować. Radon dzięki permanentnej migracji do atmosfery jest stałym choć śladowym, obok in-

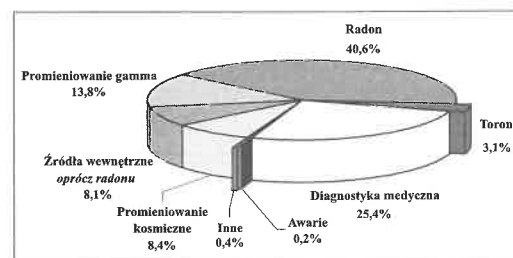
nych gazów szlachetnych, składnikiem powietrza atmosferycznego. Tabela 1 przedstawia zawartości procentowe gazów tworzących powietrze. Widać z niej, że radonu jest bardzo mało w powietrzu w stosunku do innych gazów. Typowemu stężeniu radonu w budynku (ok. 50 Bq/m<sup>3</sup>) odpowiada jeden atom radonu na 1018 atomów powietrza, dlatego nie ulega on rozwarstwieniu, mimo że jest znacznie cięższy od powietrza.

Tabela 1. Udział gazów szlachetnych w powietrzu atmosferycznym w porównaniu do udziału azotu, tlenu i wodoru

Gaz	Procentowy udział w powietrzu
Azot	78,8
Tlen	20,94
Argon	0,93
Neon	0,0018
Krypton	0,001
Wodór	0,00052
Ksenon	0,0000087
Radon	< 0,0000001

Z punktu widzenia ochrony radiologicznej ważne jest określenie stężenia aktywności radonu w powietrzu wyrażone w Bq/m<sup>3</sup> czyli w liczbie rozpadów na sekundę w jednym m<sup>3</sup>. Jednemu Bq izotopu <sup>222</sup>Rn odpowiada 1,7 · 10<sup>-16</sup> g tego gazu. Pomiar stężenia aktywności radonu w powietrzu atmosferycznym na otwartej przestrzeni, przeprowadzone w wielu krajach, wskazują, że jest ono bardzo niskie i zawiera się najczęściej w przedziale od 2 do 10 Bq/m<sup>3</sup>, chociaż są takie miejsca, gdzie sięga ono 100 Bq/m<sup>3</sup>. Zaobserwowano jednak, że w przestrzeniach zamkniętych, takich jak jaskinie, kopalnie czy budynki, radon kumuluje się osiągając bardzo wysokie stężenia, sięgające nawet wartości 155 000 Bq/m<sup>3</sup> (np. w angielskiej jaskini Derbyshire) czy też 100 000 Bq/m<sup>3</sup> w budynku. Znany jest przypadek, z 1984 r., Amerykanina Stanley'a Watrasa z Pensylwanii, inżyniera w elektrowni jądrowej Limerick (nieдалеко Filadelfii), który codziennie przez dwa tygodnie wchodząc do pracy powodował włączenie się alarmu sygnalizującego skażenie substancją radioaktywną. Żaden inny pracownik nie wykazywał skażenia, ani nie stwierdzono też żadnej awarii. Okazało się, że inżynier Watras kupił „radioaktywny” dom, w którym stężenie ra-

donu wynosiło 100 000 Bq/m<sup>3</sup> i przyczyną włączenia się alarmu były krótkożyciowe produkty rozpadu radonu osadzone w wielkiej ilości na jego ubraniu. Dom ten, jak następnie wyjaśniono, stał nad żyłą rudy uranowej. Jest to oczywiście przypadek ekstremalny, ale niezupełnie odosobniony, ponieważ Szwedzi przeprowadzając badania radonu w ok. 40000 domów spotkali wartości rzędu 85000 Bq/m<sup>3</sup>. Najwyższa zmierzona w Polsce wartość stężenia radonu w domu wynosi 3770 Bq/m<sup>3</sup> i była zmierzona w domu znajdującym się w Sudetach. Najczęściej jednak stężenie radonu w budynkach jest tylko kilkakrotnie wyższe niż na zewnątrz. Ponieważ większość życia spędzamy w budynkach, to okazuje się, że radon wraz z jego krótkożyciowymi pochodnymi jest głównym źródłem promieniowania jonizującego, czyli α, β i γ, na jakie narażony jest człowiek. Obliczono w Polsce (Rys. 2), jak i w wielu innych krajach, że udział obu izotopów radonu i ich krótkożyciowych produktów rozpadu w całkowitej dawce od naturalnych źródeł promieniowania wynosi 59% [1]. Oszacowano też, że największa składowa całkowitego narażenia Polaków na promieniowanie jonizujące ze źródeł naturalnych i sztucznych pochodzi od radonu i toronu w czasie przebywania statystycznego mieszkańca w budynku i wynosi 1,46 mSv, co stanowi 43,7% całkowitej rocznej dawki promieniowania jonizującego.



Rys. 2. Udział różnych źródeł promieniowania w średniej rocznej dawce efektywnej (3,35 mSv) otrzymanej przez statystycznego mieszkańca Polski w 2005 r.

## 2. RADON W BUDYNKACH

Radon w powietrzu pomieszczeń pochodzi z kilku źródeł: z podłoża pod i wokół budynku, z materiałów budowlanych zawierających rad i tor, z powietrza atmosferycznego w sąsiedztwie budynku oraz na ogół w znacznie mniejszym

stopniu z używanej w gospodarstwie domowym wody (szczególnie głębinowej) i gazu ziemnego.

W Tabeli 2 podano ocenę udziału wyżej wymienionych źródeł radonu dla modelowego domu jednorodzinnego przy wentylacji równej jednej wymianie na godz. [2].

Tabela 2. Udział różnych źródeł radonu w typowym domu jednorodzinnym przy wentylacji równej 1 wymianie/godz.

Źródło radonu	Udział w %
Podłoże, w wyniku dyfuzji	3
Podłoże, w wyniku „efektu kominowego”	75
Materiały budowlane	12
Powietrze atmosferyczne (z zewnątrz)	9
Woda	0,2
Gaz ziemny	0,6

### 2.1. PODŁOŻE JAKO ŹRÓDŁO RADONU W BUDYNKU

Jak widać z Tabeli 2 najważniejszym źródłem radonu w budynku jest podłoże pod i wokół niego. Badania przeprowadzone na terenach, na których spotykano bardzo duże stężenia radonu wykazały, że prędkość wnikania tego gazu do wnętrza domu z podłoża, na którym stoi, jest głównym czynnikiem odpowiedzialnym za te stężenia.

Wnikanie radonu do powietrza mieszkań odbywa się zarówno na drodze molekularnej dyfuzji atomów radonu z gleby, jak i efektu ssania wynikającego z niewielkiej różnicy ciśnień rzędu 2-3 Pa (efekt kominowy) wewnątrz i na zewnątrz domu, spowodowanej przez różnicę temperatur i wiatr. Radon przedostaje się do wnętrza budynku poprzez pęknięcia, spoiny, otwory na instalacje i różnego rodzaju nieszczelności w fundamentach i podłogach budynku.

Prędkość wnikania radonu do mieszkań z podłoża zależy z jednej strony od szczelności budynku, a z drugiej od wydajności transportu radonu z powietrza

głębokiego do powietrza atmosferycznego. Wydajność ta zależy z kolei od stężenia radonu w powietrzu glebowym oraz porowatości i przepuszczalności gleby, np. czysta glina ma zdolność uwalniania gazu do atmosfery milion razy mniejszą niż gleba żwirowa. Na wydajność migracji radonu do atmosfery ma wpływ też ciśnienie atmosferyczne, wiatr, wilgotność, grubość warstwy gleby nad podłożem skalnym i do pewnego stopnia temperatura. Stężenie radonu w powietrzu glebowym jest funkcją nie tylko stężenia radu w glebie, ale również jej porowatości i przepuszczalności dla gazu, która zależy od gęstości gleby i warunków pogodowych takich jak wilgotność i wiatr. Zaobserwowano, że stężenie radonu w górnych warstwach gleby osiąga wartości maksymalne w zimie, kiedy gleba jest zamrznięta i pory wypełnione są wodą. W Tabeli 3 podano wartości stężenia radu w różnych rodzajach gleby i odpowiadające im stężenia radonu w powietrzu glebowym w Szwecji. W gruboziarnistej żwirowej glebie z okresu polodowcowego stężeniom radu od 30 do 75 Bq/kg odpowiada stężenie radonu w powietrzu glebowym od 10 000 do 200 000 Bq/m<sup>3</sup>, a w łupkach alunowych zdarza się nawet stężenie radonu rzędu miliona Bq/m<sup>3</sup> [3].

W glebach piaszczystych i żwirowych o wysokiej przepuszczalności migracja radonu w wyniku dyfuzji może odbywać się z głębokości nawet ponad dwu metrów. Duża przepuszczalność tych gleb powoduje łatwy i szybki transport radonu z gleby do budynku. Mała przepuszczalność radonu cechuje gleby gliniaste i ilowe.

Powietrze glebowe zawiera przeciętnie tak duże stężenie radonu, że wystarczy, żeby wniknęło do budynku 0,1 % tego stężenia, aby wy-

Tabela 3. Stężenia radu-226 w glebach w Szwecji oraz odpowiadające im stężenia radonu-222 w powietrzu glebowym zmierzone na głębokości 1 m

Typ gleby	Stężenie <sup>226</sup> Ra [Bq · kg <sup>-1</sup> ]	Stężenie <sup>222</sup> Rn w powietrzu glebowym [Bq · m <sup>-3</sup> ]
<b>Glina zwalowa stwardniała:</b>		
1) normalna	15 – 62	5 000 – 30 000
2) z materiałem granitowym	30 – 125	10 000 – 60 000
3) z granitem bogatym w uran	125 – 360	10 000 – 200 000
4) z łupkami alunowymi	175 – 2500	100 000 – 1 000 000
<b>Żwir lodowcowy</b>	30 – 75	10 000 – 200 000
<b>Gleba piaszczysta</b>	6 – 70	2 000 – 30 000
<b>Gleba gliniasta i ilowa</b>	25 – 100	10 000 – 80 000

tworzył się w nim średni obserwowany poziom. Bardzo wysokie stężenia radonu w budynkach stwierdzano niekiedy tam, gdzie stężenie radu w glebie było bardzo duże, ale przede wszystkim tam, gdzie procent powietrza wnikającego do budynku z podłoża był wysoki (1 – 10 %).

## 2.2. MATERIAŁY BUDOWLANE JAKO ŹRÓDŁO RADONU W BUDYMKACH

Niektóre materiały budowlane – produkowane bądź na bazie naturalnych, lokalnych surowców jak np. łupki alunowe w Szwecji i bogate w uran granity w Szkocji lub przy użyciu odpadów przemysłowych (chemicznego, hutniczego, z elektrociepłowni) – zawierają znacznie podwyższone stężenia radu i toru i wskutek tego mogą stanowić znaczące źródło radonu i toronu w budynkach, szczególnie jeśli struktura fizyczna produktu finalnego umożliwia łatwe wydobywanie się gazu na zewnątrz w drodze dyfuzji.

O wkładzie materiałów budowlanych do stężenia radonu w budynku decyduje współczynnik ekshalacji opisujący szybkość wychodzenia radonu ze ścian do powietrza w pomieszczeniu. Zależy on od stężenia radu i toru w materiale ścian, od struktury fizycznej materiału ścian i rodzaju ich pokrycia, tzn. typu tynku, farby lub tapety.

Należy zwrócić uwagę na to, że materiały budowlane mogą być znaczącym źródłem nie tylko radonu ale również toronu w pomieszczeniu, ponieważ droga dyfuzji ze ścian do pokoju nie jest tak długa jak z podłoża. Tak więc atomy toronu powstające w ścianie, mimo krótkiego półokresu rozpadu, mają szansę wniknąć do powietrza pomieszczenia zanim ulegną rozpadowi w materiale ścian. Dopiero w powietrzu nastąpi ich rozpad, w wyniku którego powstaną atomy radioaktywnych produktów rozpadu – metali ciężkich, które wdychane z powietrzem mogą istotnie zwiększać radonowo/toronowe zagrożenie dla zdrowia.

Badania wpływu rodzaju pokrycia ścian na wartość ekshalacji radonu przeprowadzone w Centralnym Laboratorium Ochrony Radiologicznej wskazują, że przy zastosowaniu tynku cementowo-wapiennego podwójna warstwa farby olejnej zmniejsza współczynnik ekshalacji radonu o ok. 75%, farba emulsyjna o ok. 35% a farba klejowa o ok. 20%. W przypadku toronu zastosowa-

nie podwójnej farby olejnej obniża współczynnik ekshalacji aż 150-krotnie, farby emulsyjnej siedmiokrotnie a farby klejowej o ok. 25% [4].

W latach siedemdziesiątych dwudziestego wieku sądzono, że materiały budowlane o zwiększonej zawartości radu i toru są odpowiedzialne za bardzo wysokie stężenia radonu w domach. W wielu krajach, również w Polsce, wprowadzono system kontroli materiałów budowlanych, szczególnie produkowanych na bazie odpadów przemysłowych, takich jak żużle i popioły lotne. W surowcach tych, w wyniku spalania węgla, rad i tor jest kilkakrotnie zagęszczony w stosunku do stężeń typowych dla węgla. Na przełomie lat siedemdziesiątych i osiemdziesiątych, w wyniku licznych badań przesiewowych w domach, szczególnie w Szwecji i USA, okazało się, że tam gdzie stężenia radonu osiągają wysokie wartości, radon pochodzi głównie z podłoża charakteryzującego się dobrą przepuszczalnością dla gazu i często, choć niekiedy, bardzo bogatego w rad i tor. Oczywiście wykorzystywanie na takim terenie lokalnych surowców do budowy domów może znacząco zwiększyć i tak już wysoki poziom radonu w pomieszczeniach. Obliczono, że, jeśli dominującym materiałem budowlanym jest bogaty w rad beton na bazie łupków alunowych o bardzo wysokim współczynniku ekshalacji, stężenie radonu pochodzące od ścian może wynosić nawet 800 Bq/m<sup>3</sup>.

Duża ilość pomiarów wykonanych w większości krajów świata, w tym ponad cztery tysiące w Polsce, pozwalają sformułować następujące ogólne obserwacje na temat stężenia radonu w pomieszczeniu:

1. Najwyższe stężenie radonu jest zawsze w piwnicy i maleje ze wzrostem numeru kondygnacji
2. Wyższe stężenie radonu jest w domach jednorodzinnych z drewna i z cegły niż w domach wielorodzinnych, a szczególnie w wysokich blokach z prefabrykatów o solidnych fundamentach
3. Wyższe średnie stężenie radonu jest w domach starych niż w nowych [5]
4. Wyższe średnie stężenie jest w domach niepodpiwniczonych niż podpiwniczonych
5. Większe jest prawdopodobieństwo znalezienia domu o wysokim poziomie radonu na te-

renach, na których stężenie radu w podłożu jest wyższe niż typowe dla gleby albo na których podłoża ma strukturę geologiczną bardzo sprzyjającą swobodnej dyfuzji gazu. Trzeba pamiętać, że na każdym terenie dwa sąsiednie domy mogą się różnić bardzo istotnie wartościami stężenia radonu wewnątrz, a nawet w tym samym domu różne pomieszczenia mogą wykazywać duże różnice. Np. jeśli dom jest częściowo podpiwniczony, w pokoju nad piwnicą stężenie radonu będzie na ogół niższe niż w części niepodpiwniczonej.

## 2.3. POWIETRZE ATMOSFERYCZNE (Z ZEWNĄTRZ) JAKO ŹRÓDŁO RADONU W BUDYMKU

Ocenia się, że powietrze atmosferyczne z otoczenia budynku jest źródłem zarówno radonu jak i toronu na drodze wymiany powietrza wewnątrz i zewnątrz budynku przez otwierane drzwi i okna oraz infiltracji przez wszelkie powierzchnie i przypadkowe nieszczelności. Typowa prędkość wnikania radonu i toronu z zewnątrz do budynku wynosi ok. 10 Bq/m<sup>3</sup> · h<sup>-1</sup>, przy założeniu naturalnej wentylacji równej jednej wymianie na godz. i stężeniu radonu na zewnątrz budynku równym 10 Bq/m<sup>3</sup>. Stężenie radonu na zewnątrz zależy od szybkości ekshalacji z gruntu i dyspersji w atmosferze i podlega zmianom dobowym i sezonowym. W przebiegu dobowym najwyższe wartości obserwuje się o brzasku, a najniższe (często niższe kilka razy) – po południu. Badania sezonowych zmian wykazały, że na ogół niższe wartości stężeń radonu występują na wiosnę i nad obszarami zamrożonymi. Wyższe sezonowe wartości średnie występują latem, jesienią lub zimą, zależnie od regionu [6].

## 2.4. WODY GŁĘBINOWE JAKO ŹRÓDŁO RADONU W BUDYMKACH

Wody głębinowe, zależnie od tego z jakiego rodzaju macierzystej geologicznej formacji wodonośnej pochodzą, mogą być bardzo bogate w radon i jeśli są używane w gospodarstwie domowym, stanowią znaczące źródło radonu w mieszkaniu. Amerykańskie dane [7] pokazują, że średnie stężenia radonu w wodach głębi-

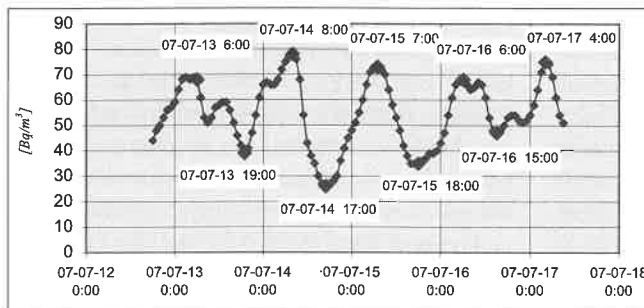
wych w zależności od rodzaju formacji wodonośnej mogą się między sobą bardzo różnić: od 550 Bq/m<sup>3</sup> dla wapieni na Florydzie do 817 700 Bq/m<sup>3</sup> w wodach z formacji granitowych w Maine, USA. Ocenia się, że, w poszczególnych przypadkach najwyższych spotykanych stężeń radonu w wodach z prywatnych studni, wkład radonu pochodzącego z tych wód do całkowitego stężenia radonu w mieszkaniu może wynosić kilkaset Bq/m<sup>3</sup>.

## 2.5. GAZ ZIEMNY JAKO ŹRÓDŁO RADONU W BUDYMKACH

Już od 1904 roku wiadomo było, że gaz ziemny zawiera radon. Stężenia radonu w gazie ziemnym zawierają się w bardzo szerokim zakresie od 150 do 53 700 Bq/m<sup>3</sup>. Według polskich danych [8] stężenie to mieści się w zakresie 150 – 520 Bq/m<sup>3</sup> z wartością średnią około 300 Bq/m<sup>3</sup>. Spalanie naturalnego gazu w gospodarstwie domowym powoduje uwalnianie radonu. Badania wykazały, że udział radonu z tego źródła stanowi średnio ok. 0,6 Bq/m<sup>3</sup>, jest więc na ogół zanedbywalny.

## 3. ZMIANY DOBOWE I SEZONOWE STĘŻENIA RADONU W BUDYMKACH

Stężenie radonu w budynkach podlega zmianom zarówno dobowym jak i sezonowym. Zmiany w ciągu doby w znacznym stopniu, choć nie zawsze, dają się wytłumaczyć trybem życia mieszkańców. Najwyższe stężenia obserwuje się najczęściej nad ranem, kiedy śpimy i naturalne wietrzenie związane z otwieraniem drzwi i okien przez kilka godzin nocnych jest słabe (Rys. 3). Następnie wraz ze wzrostem naszej aktywności, szczególnie otwarciem okien lub drzwi, stężenie radonu maleje. Kiedy zamykamy okna i drzwi idąc do pracy, powodujemy kumulację radonu itd. Na Rys. 3 maksymalna wartość o godz. 8 rano jest ok. 3 razy wyższa niż minimalna tego samego dnia o godz. 17. Zmienność poziomu radonu w ciągu doby nie daje się jednak całkowicie wytłumaczyć naszym trybem życia. Badania przeprowadzone w zamkniętych nieużywanych pomieszcze-



Rys. 3. Przebieg dobowy stężenia radonu w domu jednorodzinny w Warszawie (dom niepodpiwniczony z cegły, na parterze)

niach też wykazują znaczną zmienność stężenia radonu w ciągu doby.

Zmiany sezonowe stężenia radonu w domach zależą w dużej mierze od strefy klimatycznej. W naszej umiarkowanej strefie klimatycznej zwykle, choć nie zawsze, najwyższe średnie wartości stężenia radonu obserwuje się w zimie a najniższe – w lecie. Jak bardzo duże mogą to być różnice pokazują badania wykonane w Austrii w Tyrolu [9] w rejonie o ekstremalnie wysokim stężeniu radonu w domach (Tabela 4).

Tabela 4. Średnie stężenia radonu w miesiącach zimowych i letnich w 4 domach w piwnicy i na parterze w wiosce Umhausen, w dolinie Ötztal w Tyrolu

Nr domu	Piwnica [Bq/m <sup>3</sup> ]		Parter [Bq/m <sup>3</sup> ]	
	Zima	Lato	Zima	Lato
1	200 000	20 000	50 000	5 000
2	100 000	3 000	80 000	300
3	60 000	300	25 000	150
4	20 000	600	4 000	300

Jak pokazują dane w Tabeli 4 średnie „zimowe” stężenie radonu w tych domach jest od ok. 10 do ok. 270 razy wyższe niż „letnie”. Najczęściej jednak wzrost poziomu radonu w zimie jest kilkakrotny. Na „zimowe” stężenia radonu dominujący wpływ ma tzw. efekt kominowy wynikający z ogrzewania domu i powodujący, że ciśnienie wewnątrz domu jest niższe niż na zewnątrz, w wyniku czego wsysane jest z podłoża powietrze glebowe, bogate w radon i toron.

Polskie badania [10] zależności średniego stężenia radonu od warunków atmosferycznych

przeprowadzone na grupie 29 jednorodzinnych domów wykazały negatywną korelację średniego stężenia radonu z temperaturą i pozytywną z ciśnieniem atmosferycznym.

#### 4. PRZEGLĄD METOD POMIARU STĘŻENIA RADONU I JEGO KRÓTKOŻYCIOWYCH POCHODNYCH W POWIETRZU

W dozymetrii radonowej ocenę dawki dokonuje się na podstawie pomiaru stężenia gazowego radonu albo stężenia jego krótkożyciowych produktów rozpadu, które opisuje specyficzna dla metrologii radonowej wielkość  $C_\alpha$  zwana stężeniem energii potencjalnej alfa krótkożyciowych produktów rozpadu radonu. Jest ona zdefiniowana jako całkowita energia, jaką w postaci promieniowania  $\alpha$  oddałyby krótkożyciowe produkty rozpadu radonu zawarte w jednostce objętości powietrza, gdyby uległy całkowitemu rozpadowi. Drugą specyficzną dla metrologii radonowej wielkością jest współczynnik równowagi pomiędzy radonem a jego krótkożyciowymi pochodnymi F, znajomość którego umożliwia przeliczenie stężenia radonu na stężenie energii potencjalnej  $\alpha$  i odwrotnie. Współczynnik F jest stosunkiem aktywności pochodnych radonu do aktywności macierzystego radonu wyrażonej za pomocą stężenia energii potencjalnej  $\alpha$  pochodnych, które byłyby z nim w pełnej równowadze. Najczęściej, jeśli współczynnik ten jest nieznan dla konkretnego miejsca, przyjmuje się na podstawie doświadczenia, że jest on równy 0,4.

##### 4.1. DETEKTORY RADONOWE

W mieszkaniach stosuje się najczęściej pomiary za pomocą różnego rodzaju detektorów, ponieważ są znacznie łatwiejsze i tańsze niż przyrządy do pomiarów jednocześnie w wielu miejscach, nie wymagają obecności laboranta i dają wynik uśredniony w krótszym lub dłuższym czasie ekspozycji, zależnie od wymagań. Detektory

radonowe ustawia się w wybranym bezpiecznym miejscu z dala od przeciągu, źródła ciepła i od zewnętrznej ściany na okres kilku dni lub kilku miesięcy, zależnie od rodzaju i oczekiwanej wartości stężenia a następnie odsyła się je do laboratorium, gdzie poddawane są analizie. Najczęściej stosuje się trzy rodzaje detektorów radonowych. Jeśli chcemy dostać wynik szybko, stosujemy detektory z węglem aktywowanym wykorzystujące zdolności adsorpcyjne węgla w stosunku do radonu. Detektory węglowe wymagają ekspozycji od 2 do 7 dni. Po okresie ekspozycji są one poddane analizie pomiarowej. Można mierzyć albo promieniowanie  $\gamma$ , emitowane przez produkty rozpadu radonu powstałe w węglu, w spektrometrze gamma, albo promieniowania  $\alpha$  i  $\beta$  emitowane przez radon i jego pochodne w liczniku ciekłoscyntylacyjnym. W drugiej metodzie do naczynka z węglem aktywowanym po skończonej ekspozycji nalewa się ciekłego radonolubnego scyntylatora, który ma właściwość „odbierania” radonu z węgla. Układ radonu i jego produktów rozpadu powstałych w scyntylatorze emituje cząstki  $\alpha$  i  $\beta$ , które wywołują scyntylacje. Scyntylacje te zliczane są w liczniku z fotopowielaczem z blisko stuprocentową wydajnością. Częstość scyntylacji jest miarą liczby cząstek  $\alpha$  i  $\beta$  wyemitowanych w jednostce czasu a więc zależy od stężenia radonu w mierzonym powietrzu. Powszechnie używany jest na świecie i w Polsce amerykański system pomiarowy PicoRad, w którym wykorzystuje się komercyjnie dostępne detektory węglowe firmy Accuspec oraz skomputeryzowany licznik ciekłoscyntylacyjny firmy Packard-Canberra wyposażony w program o nazwie PicoRad.

Stosuje się również detektory węglowe w połączeniu z detektorami termoluminescencyjnymi (TLD), które umieszczone w węglu, magazynują energię promieniowania gamma emitowanego przez produkty rozpadu radonu zaadsorbowanego w węglu. Detektory węglowe z TLD mogą być ekspozycjonowane przez okres miesiąca i dają informację o średnim stężeniu radonu w okresie ekspozycji.

Jeśli chcemy mieć wynik uśredniony z dłuższego czasu ekspozycji, od trzech miesięcy do roku, używamy detektorów śladowych. Detektory śladowe składają się z małego kawałka specjalnego plastiku umieszczonego na dnie nie-

wielkiego pojemnika wykonanego z przewodzącego ładunki elektryczne tworzywa (komora dyfuzyjna). Obecnie najczęściej używa się folii o firmowej nazwie CR-39, stosowanej zamiast szkła w okularach optycznych. Folia ta ma taką właściwość, że cząstki  $\alpha$  padając na nią burzą jej strukturę na swojej drodze tworząc tor utajony, który jest niewidoczny gołym okiem, ale w wyniku wytrawienia chemicznego czyli poddania działaniu stężonej zasady sodowej w temperaturze 70-80° C staje się widoczny pod mikroskopem. Gęstość śladów na jednostkę powierzchni odpowiada ilości cząstek  $\alpha$ , które je wytworzyły, a więc jest proporcjonalna do stężenia radonu w pojemniku.

Trzecią grupę detektorów radonowych stosowanych do pomiaru radonu w domach, dającą możliwość odczytu uśrednionej wartości stężenia radonu w dłuższym okresie czasu stanowią detektory na bazie elektretów. Elektrety są teflonowymi dyskami fabrycznie naładowanymi ładunkiem elektrycznym o początkowym potencjale ok. 700 V. Pełnią one dwie funkcje: źródła pola elektrostatycznego i czujnika. Umieszcza się je na dnie niewielkiego pojemnika wykonanego z przewodzącego plastiku (komora dyfuzyjna). W czasie ekspozycji badane powietrze dyfunduje swobodnie do pojemnika poprzez filtr odcinający aerozole, w tym produkty rozpadu radonu. W pojemniku – komorze dyfuzyjnej radon rozpadając się powoduje jonizację powietrza. Powstałe ujemne jony są przyciągane do dodatnio naładowanego dysku powodując spadek jego powierzchniowego potencjału. Po skończonej ekspozycji mierzy się za pomocą specjalnego woltomierza potencjał dysku. Różnica potencjałów przed i po ekspozycji w określonym czasie jest miarą stężenia radonu w badanym powietrzu. Amerykańska firma jest producentem systemu pomiarowego E-PERM opartego na elektretach.

##### 4.2. METODY POMIARU STĘŻENIA POCHODNYCH RADONU

Do pomiaru stężenia krótkożyciowych produktów rozpadu stosuje się niekiedy metodę otwartych detektorów śladowych [11]. Najczęściej jednak stosowaną metodą jest pomiar ak-

tywności  $\alpha$  filtru, przez który przepompowano znaną objętość badanego powietrza. Technika ta została użyta w dwu powszechnie stosowanych w polskich kopalniach metodach, w tym w metodzie tzw. przystawki alfa-31, współpracującej z pyłomierzem Barbara 3A jako pompką (wydajność 5 l/min.). W metodzie tej energia cząstek  $\alpha$  emitowanych przez produkty rozpadu radonu zgromadzone na membranowym filtrze jest magazynowana w dawkomierzach termoluminescencyjnych (TLD) w sposób ciągły w czasie przepompowywania oraz przez kilkanaście godzin po jego zakończeniu. [12]. Druga metoda pomiaru produktów rozpadu radonu stosowana powszechnie w kopalniach to radiometr górniczy RGR – 40 [13] produkowany w Instytucie Chemii i Techniki Jądrowej w Warszawie. Radiometr ten zasysa w ciągu 5 min. 10 l powietrza przez filtr z włókniny szklanej, na którym zatrzymywane są aerozole będące nośnikiem krótkożyciowych produktów rozpadu radonu. Emitowane przez nie promieniowanie  $\alpha$  jest rejestrowane za pomocą układu zliczającego z detektorem półprzewodnikowym umieszczonym w bliskim sąsiedztwie filtra. Wykonywane są dwa pomiary 3-minutowe zgodnie z cyklem Markowa: pierwszy jedną minutę po 5-minutowym poborze próby powietrza ( $N_1$  zliczeń) i drugi 3 minuty po skończonym pierwszym pomiarze ( $N_2$  zliczeń). W sumie cykl Markowa trwa 15 min. i jest całkowicie sterowany automatycznie mikrokomputerem, który po pomiarze przelicza zmierzone liczby zliczeń  $N_1$  i  $N_2$  na stężenia energii potencjalnej  $\alpha$  ( $E$ ) w  $\mu\text{J}/\text{m}^3$  i stężenia poszczególnych produktów rozpadu: A ( $^{218}\text{Po}$  tradycyjna nazwa RaA), B ( $^{214}\text{Pb}$  inaczej RaB) oraz C ( $^{214}\text{Bi}$  inaczej RaC i  $^{214}\text{Po}$  inaczej RaC') wyrażone w  $\text{Bq}/\text{m}^3$  wg następujących wzorów:

$$E(C_\alpha) = 3,2 \cdot 10^{-3} \cdot N_2 \cdot k;$$

$$A = 2,19 \cdot (N_1 - N_2) \cdot k; B = 0,55 \cdot N_2 \cdot k;$$

$$C = (1,1 \cdot N_2 - 0,45 \cdot N_1) \cdot k,$$

gdzie  $N_1$  i  $N_2$  jest liczbą zliczeń kolejno w I i II okresie zliczania a  $k$  jest współczynnikiem kalibracji przyporządkowującym stężenia wyrażone w  $\text{Bq}/\text{m}^3$  lub  $\text{J}/\text{m}^3$  – liczbie zliczeń.

### 4.3. KALIBRACJA DETEKTORÓW I PRZYRZĄDÓW

Wszystkie opisane powyżej detektory jak i przyrządy wymagają przyporządkowania odczytowi dla danego rodzaju metody np. gęstości śladów, częstości zliczeń w liczniku ciekłoscynylacyjnym, różnicy potencjału w elektretach itp. odpowiadającej mu wartości stężenia radonu lub jego produktów rozpadu czyli wyznaczenia współczynnika kalibracji.

Kalibrację przeprowadza się wykonując pomiar w radonowej komorze kalibracyjnej, w której wytwarza się wzorcowe stężenie radonu lub jego pochodnych. Największą i najnowocześniejszą w Polsce radonową komorę (Rys. 4) zbudowano i wyposażono w Centralnym Laboratorium Ochrony Radiologicznej (CLOR) z inwestycyjnych środków finansowych Państwowej Agencji Atomistyki. Jest to bardzo szczelna komora klimatyczna pozwalająca na automatyczne sterowanie temperaturą w granicach od  $-30^\circ\text{C}$  do  $+60^\circ\text{C}$  i wilgotnością względną w granicach od 10% do 98%. Daje ona możliwość kalibracji przyrządów i detektorów w różnych warunkach klimatycznych i badania wpływu tych warunków na ich funkcjonowanie. Wiadomo, że niektóre detektory radonowe (np. węglowe) są bardzo wrażliwe na temperaturę i wilgotność względną powietrza. Dla nich powinno się wyznaczyć współczynnik kalibracji odpowiadający konkretnym parametrom klimatycznym.



Rys. 4. Radonowa komora kalibracyjna w CLOR

Komora CLOR ma objętość  $12,35 \text{ m}^3$  – dostatecznie dużą, żeby można było w niej kalibrować przyrządy wymagające przepompowywania powietrza przez filtr bez znaczącego zakłócenia wzorcowego stężenia produktów rozpadu w badanym powietrzu. Wewnętrzne powierzchnie komory są wykonane z nierdzewnej stali, a więc są przewodzące, by nie sprzyjały gromadzeniu się ładunków elektrycznych i nie zwiększały tzw. zjawiska „plate out” polegającego na osadzaniu się aerozoli z produktami rozpadu radonu na otaczających powierzchniach. Daje to możliwość osiągania warunków aerozolowych zbliżonych do kopalnianych tzn. o wysokim stężeniu aerozoli, co jest szczególnie ważne przy kalibracji przyrządów górniczych.

Do komory można wejść przez słuźę, ale jest też do niej dostęp za pomocą rękawic manipulacyjnych oraz licznych przepustów umożliwiających pobór prób powietrza i podłączanie aparatury na zewnątrz komory.

Radon jest wprowadzany do komory z zewnątrz (lub wewnątrz) z atestowanych źródeł wzorcowych kanadyjskiej firmy Pylon w zamkniętym obiegu za pomocą pompki. Komora dostosowana jest zarówno do pracy w trybie statycznym, odpowiadającym jednorazowemu napełnieniu radonem jak i dynamicznym, polegającym na ciągłym dopływie radonu ze źródła, co zapewnia stały poziom radonu. Stężenie radonu mierzone jest w sposób ciągły referencyjnym przyrządem AlphaGUARD firmy Genitron opartym na zasadzie dyfuzyjnej komory jonizacyjnej. Stężenie produktów rozpadu radonu monitorowane jest za pomocą 3 przyrządów: WLx firmy Pylon, modułu Thomson & Nielsen współpracującego z przyrządem AlphaGUARD oraz spektrometru średnic aktywnych aerozoli RPPSS-Mk2 produkcji ARPANSA. Program spektrometru RPPSS oblicza ponadto współczynnik konwersji stężenia energii potencjalnej  $\alpha$  na dawkę efektywną z uwzględnieniem rozkładu średnic radioaktywnych aerozoli w zakresie od 0,6 nm do 2494 nm. Daje też możliwość badania rozkładu aktywności w zależności od wielkości średnic aerozoli i wpływu tego rozkładu na dawkę. Dodatkowo komora jest wyposażona w licznik neutralnych jąder kondensacji RICH 100 oraz generatory aerozoli, co umożli-

wia wytwarzanie i kontrolowanie wymaganych warunków aerozolowych podczas wzorcowania przyrządów.

Pracownia Dozymetrii Radonu w CLOR uzyskała akredytację nr AP 101 Polskiego Centrum Akredytacji jako jedyne dotąd w Polsce laboratorium wzorcujące dla przyrządów i detektorów do pomiaru stężenia energii potencjalnej  $\alpha$ . Jest również jednym z dwu w Polsce (obok Instytutu Medycyny Pracy w Łodzi) laboratoriów wzorcujących detektory i przyrządy do pomiaru stężenia gazowego radonu.

### 5. DAWKA OD RADONU I JEGO KRÓTKOŻYCIOWYCH POCHODNYCH

Jak wspomniano we wstępie, ekspozycja na radon i jego produkty rozpadu w domu i w miejscach pracy stanowi największe narażenie człowieka na promieniowanie jonizujące. Wynika to z tego, że w przestrzeniach zamkniętych radon kumuluje się do poziomu wyższego lub często znacznie wyższego niż naturalny, a my spędzamy w nich ok. 80 % czasu, oraz z tego, że radon i jego pochodne występują w powietrzu, które wdychamy skażając nasz układ oddechowy ciężkimi metalami emitującymi najbardziej szkodliwe dla zdrowia promieniowanie  $\alpha$ . Na szczególną uwagę zasługują takie miejsca pracy jak kopalnie, zakłady lecznicze stosujące terapię radonową, podziemne trasy turystyczne, w których ich pracownicy spędzają regularnie swój czas pracy. Należy pamiętać, że nie sam gazowy radon, który wdychamy i wydychamy, ale przede wszystkim zawsze mu towarzyszące jego metaliczne promieniotwórcze pochodne w formie aerozoli, które zostają w naszych płucach, są głównym źródłem dawki promieniowania jonizującego. Stwarzają one wzrost ryzyka wystąpienia raka płuc i krtani. Dla oceny dawki bezpośrednią wielkością fizyczną, od której dawka zależy jest stężenie energii potencjalnej alfa krótkożyciowych produktów rozpadu radonu  $C_\alpha$ . Stężenie  $C_\alpha$  jest liczbowo równe sumarycznej energii cząstek  $\alpha$  wyemitowanych przez pochodne radonu w następstwie ich całkowitego rozpadu w jednostce objętości. Jednostką  $C_\alpha$  w układzie SI jest dżul na  $\text{m}^3$  ( $\text{J}/\text{m}^3$ ). W użyciu są zwykle pochodne tej jednost-



ki:  $nJ/m^3$  i  $\mu J/m^3$ . Jeśli jednak dysponujemy zmierzoną wartością tylko stężenia radonu, możemy obliczyć odpowiadające mu stężenie energii potencjalnej  $\alpha$  korzystając ze współczynnika równowagi  $F$  z następującego wzoru:

$$C_{\alpha} = \frac{C_{Rn} \cdot F}{180 \cdot 10^6}$$

gdzie  $C_{Rn}$  wyrażone jest w  $Bq/m^3$  a  $C_{\alpha}$  w  $J/m^3$ .

Współczynnik  $F$  jest wartością niemianowaną, czasem wyrażaną w procentach. Współczynnik liczbowy  $1 / 180 \cdot 10^6$  służy do wyrażenia stężenia gazowego radonu za pomocą odpowiadającego mu stężenia energii potencjalnej  $\alpha$  pochodnych, które pozostawałyby z nim w równowadze i ma miano  $[(J/m^3) / (Bq/m^3)]$ . Wartość współczynnika równowagi  $F$  odpowiadająca danemu stężeniu radonu może zmieniać się w granicach od 0 do 1 i zależy od stopnia zanieczyszczenia powietrza aerozolami, ponieważ powstające w wyniku rozpadu promieniotwórczego atomów radonu dodatnie jony pochodnych radonu mają skłonność do szybkiego osadzania się na najbliższych molekułach gazów, pary wodnej i aerozoli tworząc klastry i aerozole promieniotwórcze. W bardzo czystym powietrzu współczynnik  $F$  jest niski, ponieważ w sytuacji braku aerozoli powstające jony pochodnych radonu są usuwane z powietrza w wyniku depozycji na otaczających powierzchniach (tzw. efekt „plate out”). W obecności dymu papierosowego lub innych zanieczyszczeń aerozolowych pozostają one w powietrzu osadzone na aerozolach powodując wysoką wartość stężenia energii potencjalnej  $\alpha$  i współczynnika  $F$ .

Polskie badania wykazały, że w budynkach mieszkalnych wartości współczynnika równowagi  $F$  mieszczą się w bardzo szerokim przedziale od 0,09 do 0,64, zależnie od naszego zachowania – od tego czy palimy papierosy, smażyjemy lub gotujemy, palimy w piecu itd. Przyjęto, że najczęściej wynosi on 0,4 i takiej wartości używamy do obliczenia stężenia potencjalnej energii  $\alpha$  i następnie dawki, jeśli zmierzone było stężenie gazowego radonu. W jeszcze szerszym zakresie mieszczą się wartości współczynnika równowagi w kopalniach i mogą podlegać dużej zmienności.

Dlatego w kopalniach praktykowane są raczej bezpośrednie pomiary stężenia energii potencjalnej  $\alpha$ , podczas gdy w budynkach, zwłaszcza w badaniach przesiewowych, stosuje się zwykle detektory radonowe. Są one znacznie tańsze i mniej kłopotliwe w stosowaniu.

Całkowite narażenie organizmu człowieka na promieniowanie jonizujące opisywane jest w ochronie radiologicznej za pomocą wielkości zwanej roczną dawką efektywną (skuteczną)  $E$ , która jest tym większa im większe jest średnie stężenie energii potencjalnej  $\alpha$  (lub stężenie radonu) i czas narażenia  $t$  na to stężenie w ciągu roku. Dla narażenia od radonu i jego krótkożyciowych pochodnych roczną dawkę efektywną oblicza się z jednego z następujących wzorów, zależnie od tego czy zmierzone zostało  $C_{\alpha}$  – stężenie energii potencjalnej  $\alpha$  czy stężenie gazowego radonu ( $C_{Rn}$ ):

$$E = C_{\alpha} \cdot t \cdot DCF$$

albo

$$E = \frac{C_{Rn} \cdot F}{180 \cdot 10^6} \cdot t \cdot DCF$$

gdzie:

- $E$  jest roczną dawką efektywną w Sv
- $C_{\alpha}$  jest średnim stężeniem energii potencjalnej  $\alpha$  w  $J/m^3$
- $t$  jest czasem ekspozycji w godz.
- $DCF$  jest współczynnikiem konwersji w Sv / ( $J \cdot h/m^3$ )
- $C_{Rn}$  jest średnim stężeniem radonu
- $F$  jest współczynnikiem równowagi
- $1 / 180 \cdot 10^6$  współczynnik przeliczeniowy ma miano  $(J/m^3) / (Bq/m^3)$ .

W powyższych wzorach występuje współczynnik konwersji ekspozycji na dawkę  $DCF$ , który stanowi dawkę odpowiadającą jednostce wchłoniętej aktywności czyli jednogodzinnej ekspozycji na jednostkowe stężenie energii potencjalnej  $\alpha$ :  $1 J h/m^3$ .

Międzynarodowa Komisja Ochrony Radiologicznej (ICRP) w swoim dokumencie Nr 65 z 1994 r. rekomenduje dwa współczynniki konwersji, jeden dla pracujących fizycznie równy:

$$DCF = 1,4 Sv / (J h/m^3)$$

i drugi dla ogólnej populacji:

$$DCF = 1,1 Sv / (J h/m^3).$$

Współczynniki te zostały wyznaczone na podstawie licznych badań epidemiologicznych na grupach górników pracujących w podziemnych kopalniach, głównie uranowych, w USA, Kanadzie, Czechach, Francji i Szwecji [14]. Badania te, wykonane łącznie na grupie ok. 31 000 górników w latach 1946 – 1985, potwierdziły, obserwowaną od XIX stulecia, znacznie podwyższoną śmiertelność wśród górników na nowotwory płuc i krtani w stosunku do ogólnej populacji. Międzynarodowa Komisja Ochrony Radiologicznej na podstawie wyników tych badań przyjęła, że ryzyko zachorowania na nowotwory układu oddechowego odpowiadające ekspozycji na krótkożyciowe produkty rozpadu radonu równej  $1 J \cdot h \cdot m^{-3}$  wynosi  $R_1 = 8,0 \cdot 10^{-2}$ .

Przyjęte we wcześniejszej publikacji (Nr 60) Międzynarodowej Komisji Ochrony Radiologicznej (ICRP) współczynniki ryzyka zachorowania od promieniowania jonizującego odpowiadające efektywnej dawce równej 1 Sv wynoszą:  $R_{2zaw} = 5,6 \cdot 10^{-2}$  dla robotników i  $R_{2pop} = 7,3 \cdot 10^{-2}$  dla ogółu populacji. Z podzielenia tych dwu współczynników przez siebie:  $R_1/R_{2zaw}$  i  $R_1/R_{2pop}$  otrzymujemy współczynniki konwersji  $DCF$  równe  $1,4 Sv / (J \cdot h \cdot m^{-3})$  i  $1,1 Sv / (J \cdot h \cdot m^{-3})$  kolejno dla robotników i dla populacji, określające relację pomiędzy ekspozycją na pochodne radonu i dawką efektywną. Współczynniki konwersji odpowiadające ekspozycji rocznej na stężenie gazowego radonu  $1 Bq/m^3$  przy założeniu, że współczynnik równowagi  $F = 0,4$  oraz że czas ekspozycji w skali roku spędzany w domu wynosi 7000 godz. a w pracy 2000 godz., wynoszą odpowiednio: dla pracowników  $6,23 \mu Sv/rok$  i dla ogólnej populacji  $17,2 \mu Sv/rok$ . Tabela 5 podsumowuje powyżej wspomniane współczynniki dodatkowego ryzyka zachorowania od promieniowania jonizującego oraz współczynniki konwersji ekspozycji radonowej na dawkę efektywną i zmierzonego stężenia radonu na ekspozycję roczną od pochodnych radonu [14].

Opierając się na podanych wzorach i współczynnikach można oszacować, że roczna dawka skuteczna otrzymana przez osobę przebywającą 2000 godz. w pomieszczeniu o stężeniu radonu

Tabela 5. Zestawienie współczynników dodatkowego ryzyka pochodzącego od promieniowania jonizującego oraz współczynników konwersji dla ekspozycji radonowej

Dawka efektywna promieniowania jonizującego lub ekspozycja na radon i pochodne	W pracy	W domu
	Dodatkowe ryzyko zachorowania	
1 mSv	$5,6 \cdot 10^{-5}$	$7,3 \cdot 10^{-5}$
1 mJ · h · m <sup>-3</sup>	$8 \cdot 10^{-5}$	
	Dawka efektywna [mSv]	
<sup>222</sup> Rn 1 mJ · h · m <sup>-3</sup>	1,4	1,1
<sup>220</sup> Rn 1 mJ · h · m <sup>-3</sup>	0,5	
	Ekspozycja na pochodne radonu	
1 Bq · h · m <sup>-3</sup> (dla F=0,4)	$2,22 \cdot 10^{-6} [mJ \cdot h \cdot m^{-3}]$	
	Roczna ekspozycja [(mJ · h · m <sup>-3</sup> ) / rok]	
1 Bq · m <sup>-3</sup> (dla F=0,4 i czasu ekspozycji 2000 h)	$0,445 \cdot 10^{-2}$	
1 Bq · m <sup>-3</sup> (dla F=0,4 i czasu ekspozycji 7000 h)		$1,56 \cdot 10^{-2}$

wynoszącym np.  $500 Bq \cdot m^{-3}$  wynosi ok. 3 mSv (potwierdzenie danych ICRP)

Opisana powyżej metoda szacowania efektywnej dawki radonowej na podstawie badań epidemiologicznych górników jest powszechnie stosowana ale też mocno krytykowana. Zarzuca się jej, że przyjmuje nieudokumentowane założenie liniowości w bardzo dużym zakresie wartości ekspozycji, że górnicy najczęściej byli palaczami tytoniu, co, jak wiadomo bardzo istotnie zwiększa ryzyko nowotworów układu oddechowego, że w kopalniach mogły występować inne zanieczyszczenia karcinogenne oraz że populacja ogólna składa się nie tylko z dorosłych mężczyzn ale także z kobiet, dzieci i osób starszych. Opracowano więc zupełnie inną metodę oszacowania dawki radonowej, z zastosowaniem modeli dozymetrycznych, które opierają się na mechanizmach fizycznych osadzania się aerozoli w drogach oddechowych człowieka. Biorą one pod uwagę parametry geometryczne dróg oddechowych, uwzględniają różnicę między kobietą i mężczyzną, szybkość oddychania i drogę oddychania (przez nos czy ustami), stężenie i gęstość aerozoli oraz rozkład średnic aerozoli. Modele dozymetryczne analizują zależność dawki od miejsca depozycji cząstek w układzie oddechowym i fakt, że miejsce depozycji bardzo mocno

zależy od średnic cząstek. Największe zagrożenie dla zdrowia stanowi frakcja ultramających cząstek o średnicach 1-10 nm, która najgłębiej przenika do płuc i jej wkład do dawki ocenia się na ok. 20 razy większy od wkładu pochodnych radonu związanych ze środowiskowymi aerozolami o średnicach w zakresie od 100 do 500 nm. Tak więc podejście do oceny dawki na podstawie modeli dozymetrycznych wymaga zmierzenia nie tylko stężenia energii potencjalnej  $\alpha$ , ale również rozkładu średnic aerozoli w badanym powietrzu. To jednak wymaga specjalistycznej i kosztownej aparatury i dlatego nie jest powszechnie stosowane. Komora radonowa w CLOR wyposażona jest w spektrometr średnic radioaktywnych aerozoli, który umożliwia oszacowanie dawki w oparciu o model dozymetryczny.

## 6. POLSKIE USTAWODAWSTWO ZWIĄZANE Z NARAŻENIEM NA RADON I JEGO PRODUKTY ROZPADU

W Tabeli 6 podane są średnie i maksymalne wartości stężeń radonu [15] obliczone (i zmierzone) na podstawie badań przesiewowych oraz zalecane wartości graniczne w kilku kra-

Tabela 6. Średnie i maksymalne stężenia radonu w budynkach mieszkalnych w wybranych krajach oraz wartości graniczne średnich rocznych stężeń radonu zalecane lub wymagane przez obowiązujące ustawodawstwo dla domów mieszkalnych

Kraj	Średnie stężenie radonu [Bq · m <sup>-3</sup> ]	Maksymalne stężenie radonu [Bq · m <sup>-3</sup> ]	Zalecane graniczne wartości stężeń radonu (gwiazdką zaznaczono wymagane wartości graniczne) [Bq · m <sup>-3</sup> ]	
			Istniejące budynki	Nowe budynki
Polska	49	3 770	400	200
Finlandia	120	20 000	400	200
Niemcy	40	>10 000	1 000	250
USA	65	100 000	148	148
Szwecja	108	85 000	400*)	200*)
Szwajcaria	60	10 000	1 000*)	1 000*
Wlk. Brytania	28	10 000	200	200*)
Czechy	140	20 000	500	250
Słowacja	87	3 750	500	250
Kanada	34	1 720	800	800
Unia Europejska (rekomendacja)			400	200

jach europejskich i w USA dla domów mieszkalnych [16].

W wielu krajach wprowadzono też wartości graniczne zalecane lub wymagane w miejscach pracy. Część krajów Unii Europejskiej zastosowała do wszystkich miejsc pracy te same wartości co do budynków mieszkalnych, też często z podziałem na już istniejące i nowe. Irlandia wyodrębniła szkoły, dla których przyjęła niższą graniczną wartość: 150 Bq/m<sup>3</sup>. Spośród państw europejskich wyróżnia się znacznie Szwajcaria z wartością graniczną dla miejsc pracy równą 3000 Bq/m<sup>3</sup>, Estonia – z wartością 1500 Bq/m<sup>3</sup> oraz Czechy i Słowacja – z wartością równą 1000 Bq/m<sup>3</sup>. W tych państwach nie ma rozróżnienia na miejsca pracy w nowych budynkach i już istniejących. Ustanowienie wartości „wymaganych” przez ustawodawstwo danego kraju oznacza nakaz podjęcia kroków interwencyjnych w celu obniżenia poziomu radonu do wymaganego lub poniżej tego poziomu. Czasami władze lokalne są zobligowane do partycypowania w kosztach takiej interwencji w budynkach mieszkalnych. Wartości zalecane mają charakter jedynie informacyjny.

Jak wiadomo podstawowym zbiorem przepisów prawnych obowiązujących w Polsce, dotyczących ochrony radiologicznej i bezpieczeństwa jądrowego jest ustawa Prawo atomowe z dnia 29 listopada 2000 r. (Dz. U. z 2001 r. Nr 3 poz. 18 z późniejszymi zmianami). Ustawa ta stanowi zbiór przepisów ogólnych, z których zostaną omówione poniżej te jej artykuły, które odnoszą się do narażenia osób na naturalne promieniowanie jonizujące, szczególnie związane z radonem.

Art. 1 ustawy mówi o tym, że stosuje się jej przepisy do narażenia od sztucznych źródeł promieniowania jonizującego oraz naturalnych, ale jedynie w przypadku, kiedy jest ono zwiększone działalnością człowieka. W art. 3 ust. 3 podana jest definicja dawki granicznej jako narażenia od kontrolowa-

nej działalności zawodowej, którego nie wolno przekroczyć. Ustęp 2 w art. 13 mówi jednoznacznie, że „dawki graniczne nie obejmują narażenia na promieniowanie naturalne, jeżeli nie zostało ono zwiększone przez człowieka, w szczególności nie obejmują narażenia od radonu w budynkach mieszkalnych”. Ponieważ polski system legislacyjny nie przewiduje aktów prawnych w formie zaleceń, nie ma obecnie dokumentu krajowego określającego poziomy stężenie radonu w budynkach mieszkalnych. Na terenie Polski przy ocenie narażenia wykorzystuje się zalecenie Komisji Unii Europejskiej Nr 90/143/Euratom z 21.02.1990 r. określające dwa poziomy stężenia radonu, które nie powinny być przekroczone: 200 Bq/m<sup>3</sup> dla nowobudowanych domów i 400 Bq/m<sup>3</sup> dla już zbudowanych.

Systemem kontroli, wynikającej z Prawa atomowego, objęte są surowce i materiały budowlane oraz odpady przemysłowe stosowane w budownictwie na podstawie aktu wykonawczego w postaci rozporządzenia Rady Ministrów z dn. 2.01.2007 r. (Dz. U. Nr 4, poz. 29). Rozporządzenie to określa dopuszczalne zawartości naturalnych izotopów promieniotwórczych potasu <sup>40</sup>K, radu <sup>226</sup>Ra i toru <sup>228</sup>Th w surowcach, materiałach finalnych i odpadach przemysłowych stosowanych w budownictwie, zależnie od rodzaju obiektów budowlanych, lub do niwelacji terenów, zależnie od ich przeznaczenia.

Sumaryczna zawartość radioaktywnych izotopów potasu, radu i toru określana jest za pomocą wskaźników aktywności  $f_1$  i  $f_2$  zdefiniowanych następującymi dwoma wzorami:

$$f_1 = \frac{S_K}{3000 \text{ Bq/kg}} + \frac{S_{Ra}}{300 \text{ Bq/kg}} + \frac{S_{Th}}{200 \text{ Bq/kg}}$$

$$f_2 = S_{Ra}$$

gdzie  $S_K$ ,  $S_{Ra}$  i  $S_{Th}$  są stężeniami odpowiednio <sup>40</sup>K, <sup>226</sup>Ra i <sup>228</sup>Th wyrażonymi w Bq/kg.

Rozporządzenie to wyróżnia cztery grupy obiektów budowlanych ze względu na dopuszczalne w nich wartości tych współczynników. Podział na te grupy i odpowiadające im wartości graniczne współczynników  $f_1$  i  $f_2$  podane są w Tabeli 7 niniejszego artykułu.

Tabela 7. Cztery grupy obiektów budowlanych ze względu na dopuszczalne wartości wskaźników aktywności

Przeznaczenie surowców, materiałów finalnych i odpadów przemysłowych do:	$f_1$	$f_2$ Bq/m <sup>3</sup>
budownictwa przeznaczonego na pobyt ludzi lub inwentarza żywego	1	200
obiektów naziemnych na terenach zabudowanych i przeznaczonych do zabudowy oraz niwelacji terenów pod zabudowę	2	400
obiektów naziemnych innych niż powyżej wymienione oraz niwelacji pozostałych terenów	3,5	1000
obiektów podziemnych z wyjątkiem wyrobisk górniczych	7	2000

Rozporządzenie to określa również dokładne wymagania dotyczące organizacji badań i wyposażenia laboratoriów, które mogą sprawować kontrolę, oraz częstotliwość uczestnictwa w pomiarach porównawczych organizowanych przez Państwową Agencję Atomistyki.

Ustawa Prawo atomowe w art. 23 obejmuje ochroną radiologiczną działalność zawodową związaną z występowaniem promieniowania naturalnego, w tym radonu, w miejscach pracy. W szczególności dotyczy to zakładów górniczych, jaskiń, wszelkich miejsc pod powierzchnią ziemi, oraz uzdrowisk. Generalna zasada ochrony radiologicznej pracowników dotycząca kontrolowanej działalności zawodowej podana jest w rozporządzeniu Rady Ministrów z dn. 18.01.2005 w sprawie dawek granicznych promieniowania jonizującego, wdrażającym dyrektywę UE 96/29/Euratom z dn. 13.05.1996 r. Mówi ona, że dla pracowników dawka graniczna wyrażona jako całkowita dawka efektywna wynosi 20 mSv/rok ale może wynosić 50 mSv pod warunkiem, że w ciągu kolejnych pięciu lat kalendarzowych jej sumaryczna wartość nie przekroczy 100 mSv. Należy pamiętać, że narażenie pracowników na pochodne radonu odnosi się tylko do jednej z dwu składowych dawki granicznej, a mianowicie związanej z ich narażeniem wewnętrznym. Druga składowa odpowiada narażeniu zewnętrznemu.

Największą grupą zawodową w Polsce narażoną na podwyższoną ekspozycję radonową są górnicy w kopalniach węglowych i w mniejszym

stopniu w kopalniach metali kolorowych. Szczegółowe zasady ochrony radiologicznej górników, obowiązujące obecnie, określone są w załączniku nr 9 (p. 8. Zagrożenie radiacyjne naturalnymi substancjami promieniotwórczymi) do rozporządzenia ministra gospodarki z dn. 9.06.2006 r. zmieniającego rozporządzenie w sprawie bezpieczeństwa i higieny pracy... wydanego na podstawie dwu ustaw: Prawo atomowe z dn. 29.11.2000 r. i Prawo geologiczne i górnicze z dn. 4.02.1994. Przepisy te mówią, że nadzór nad ochroną przed zagrożeniem radiacyjnym w kopalni może spełniać osoba mająca uprawnienia inspektora ochrony radiologicznej IOR-1 nadane zgodnie z Prawem atomowym i wymagają, żeby stosowane przyrządy dozymetryczne miały świadectwo wzorcowania wydane przez akredytowane laboratorium wzorcujące (dawniej zwane pomiarowym) zgodnie z art. 27 Prawa atomowego oraz określają częstotliwość kontroli środowiskowych, w tym stężenia energii potencjalnej alfa krótkożyciowych pochodnych radonu  $C_{\alpha}$ . Omawiane rozporządzenie przewiduje pomiar  $C_{\alpha}$  raz na kwartał, jeśli  $C_{\alpha}$  jest mniejsze lub równe  $0,5 \mu\text{J}/\text{m}^3$  oraz raz na miesiąc, jeśli  $C_{\alpha}$  jest większe niż  $0,5 \mu\text{J}/\text{m}^3$ . W drugim przypadku wykonuje się dodatkowo taki pomiar w miejscach znajdujących się na dalszej drodze przepływu powietrza. Dodatkowy pomiar  $C_{\alpha}$  należy wykonać również wtedy, jeśli dawka od promieniowania  $\gamma$  przekroczyła wartość  $0,5 \mu\text{G}/\text{h}$ . Zwiększenie częstotliwości wymagane jest już po jednokrotnym otrzymaniu wyniku większego niż  $0,5 \mu\text{J}/\text{m}^3$ . Dopuszczalne jest zmniejszenie częstotliwości, jeśli wyniki trzech kolejnych okresowych pomiarów są mniejsze niż  $0,5 \mu\text{J}/\text{m}^3$ . Częstotliwość pomiaru pochodnych radonu nie może być jednak mniejsza niż raz na kwartał. W rozporządzeniu tym podany jest również wzór na obliczanie rocznej dawki skutecznej od promieniowania  $\alpha$ :

$$E_{\alpha} = 1,4 \cdot (C_{\alpha} - 0,1) \cdot t \cdot 10^{-3}$$

gdzie:

$E_{\alpha}$  jest roczną dawką skuteczną w mSv od krótkożyciowych pochodnych radonu

$C_{\alpha}$  jest średnim stężeniem energii potencjalnej  $\alpha$  pochodnych radonu w  $\mu\text{J}/\text{m}^3$

t jest rzeczywistym rocznym czasem pracy w godz. (można przyjąć 1800 godz.)

$0,1 \mu\text{J}/\text{m}^3$  odpowiada tłu naturalnemu, na jakie narażone są osoby z ogólnej populacji (równoważne stężenie radonu wynosi ok.  $45\text{Bq}/\text{m}^3$ ).

Pochodne radonu w kopalniach stanowią jedną z trzech składników całkowitego narażenia radiacyjnego górników. Dwie pozostałe to narażenie od promieniowania  $\gamma$  oraz od izotopów radu w wodach i osadach kopalnianych. Prawo atomowe w art. 17 wprowadza dwie kategorie pracowników ze względu na dopuszczalną dla nich całkowitą dawkę efektywną: w kategorii A dopuszcza się narażenie na dawkę skuteczną większą niż  $6 \text{mSv}/\text{rok}$  i wymaga się systematycznej kontroli indywidualnej i, jeśli potrzeba, pomiarów skażeń wewnętrznych. W kategorii B dopuszcza się narażenie na dawkę skuteczną większą niż  $1 \text{mSv}$ , ale mniejszą niż w kategorii A i wymaga się dozymetrycznej kontroli środowiskowej.

Kontrola dawek radonowych w kopalniach, obok innych metod obniżania dawek radonowych, służy do weryfikacji systemu przewietrzania oraz organizacji czasu pracy górników w miejscach o podwyższonym zagrożeniu radonowym, a także ograniczania obszarów czynnych wyrobisk.

## 7. ZAKOŃCZENIE

W wielu krajach prowadzi się badania epidemiologiczne, żeby wiarygodnie określić stopień szkodliwości radonu dla zdrowia. Wyniki tych badań nie są na razie rozstrzygające, co wynika z ogromnej trudności przeprowadzenia takich badań z uwzględnieniem wszystkich parametrów, które mogą odgrywać tu rolę. Uważa się, że radon jest drugim pod względem ważności po paleniu papierosów czynnikiem powodującym zachorowania na nowotwory płuc (i krtani) i że te dwa czynniki występujące jednocześnie działają synergicznie, czyli dają efekt znacznie większy niż wynikałoby to z prostego sumowania. Ryzyko człowieka palącego tytoń jest dziesięciokrotnie wyższe niż niepalącego przy narażeniu na tę samą ekspozycję radonową.

Naczelny Lekarz Stanów Zjednoczonych dr. Richard Carmona w komunikacie National Health Advisory on Radon (Narodowa Porada

Zdrowotna na temat Radonu) z dn. 13.01.2005 r. ostrzega Amerykanów przed ryzykiem wynikającym z narażenia na radon w czasie przebywania w domach. Dr Carmona podkreśla konieczność kontrolowania radonu w domach i podjęcia środków zaradczych, jeśli jego stężenie przekracza wartość graniczną równą  $148 \text{Bq}/\text{m}^3$  i informuje, że ok. 20 000 Amerykanów umiera co roku na raka spowodowanego przez radon w domach.

Z drugiej jednak strony nie można nie wspomnieć o tym, że w wielu krajach, w tym też w Polsce, stosuje się terapię radonową w balneologii i innych działach medycyny uzdrowiskowej. Ok. 75000 pacjentów rocznie w Niemczech i Austrii poddaje leczeniu astmę i wiele innych schorzeń, zażywając inhalacji i kąpieli radonowych na bolące stawy lub kręgosłup.

Potrzebne są dalsze badania, żeby rozstrzygnąć, powyżej jakiego poziomu działanie radonu na nasz układ oddechowy jest szkodliwe, a w jakich warunkach korzystne. Na razie otwierajmy często okna w naszych domach i miejscach pracy, zwłaszcza jeśli okaże się, że stężenie radonu przekracza zalecane granice. Jest to bardzo skuteczny i niekosztowny środek obniżania stężenia w domach, niestety niepraktyczny w naszym klimacie przez cały rok.

## BIBLIOGRAFIA

- [1] Biernacka M. K. Isajenko P. Lipiński, Z. Pietrzak – Flis: Radiologiczny Atlas Polski: CLOR, 2006 r.
- [2] UNSCEAR: Sources, Effects and Risks of Ionizing Radiation, 1988 r.
- [3] Åkerblom G. i inni: Soil gas radon – a source for indoor radon daughters: *Radiat. Prot. Dosim.* 7, p. 49-54, 1984 r.
- [4] A. Żak, M. Biernacka, K. Mamont – Cieśla: Investigations of radon and thoron emanation from building walls: *Nukleonika Vol. 38 No. 4 pp. 39-50, 1993 r.*
- [5] Cohen B. L.: Variation of radon levels in U. S. homes correlated with house characteristics, location and socioeconomic factors: *Health Phys. Vol. 60 pp. 631-642, 1991 r.*
- [6] T. F. Gessel: Background atmospheric  $^{222}\text{Rn}$  concentrations outdoors and indoors:

A review: *Health Physics Vol. 45, No. 2 pp. 289-302, 1983 r.*

- [7] Cothem C. R., Smith Jr J. E: Environmental Radon: *Plenum Press, New York and London p. 101, 1987 r.*
- [8] Wardaszko T., Grzybowska D., Nidecka J.:  $^{222}\text{Rn}$  and  $^{226}\text{Ra}$  in fresh waters; measurements method and results: *Nucl. Inst. Meth. B 17, pp. 530-534, 1986 r.*
- [9] Ennemoser O. i inni: Mitigation of indoor radon in an area with unusually high radon concentrations: *Health Phys. 69, No 2, 1995 r.*
- [10] Karpińska M., Mnich Z., Kapała J., Antonowicz K., Przesłalski M.: Time changeability in radon concentration in one-family dwelling houses in the northeastern region of Poland: *Radiat. Prot. Dosim. Vol. 113, No. 3, pp. 300-307, 2005 r.*
- [11] Domański T. Chruścielewski W. Hofman M.: Monitoring the exposure to radon decay products in mine air using passive track detectors: *Health Phys. Vol. 40, 211-217, 1981 r.*
- [12] J. Lebecka: Radon w kopalniach: *Bezpieczeństwo Jądrowe i Ochrona Radiologiczna: Nr 23, 1995 r.*
- [13] J. Gierdalski, J. Bartak, P. Urbański: Radiometr Górniczy do pomiarów chwilowych stężeń produktów rozpadu radonu w powietrzu: *Postępy Techniki Jądrowej, Nr 3/4, 1993 r.*
- [14] ICRP: Publikacja nr 65: 1994 r.
- [15] UNSCEAR: Sources and Effects of Ionizing Radiation: 2000 r.
- [16] Åkerblom G.: Radon Legislation and National Guidelines: *SSI Report: 99: 18, 1999 r.*

## AKTY PRAWNE

1. Prawo atomowe z dn. 29 listopada 2000r. (Dz. U. z 2004 r. Nr 161, poz. 1689 i Nr 173, poz. 1808 z późniejszymi zmianami)
2. Rekomendacja Komisji Unii Europejskiej nr 90/143/Euratom z dn. 21 lutego 1990 r.
3. Rozporządzenie Rady Ministrów z dn. 2 stycznia 2007r. w sprawie wymagań dotyczących zawartości naturalnych izotopów promieniotwórczych potasu K-40, radu Ra-

226 i toru-228 w surowcach i materiałach stosowanych w budynkach przeznaczonych na pobyt ludzi i inwentarza żywego, a także w odpadach przemysłowych stosowanych w budownictwie, oraz kontroli zawartości tych izotopów (Dz. U. Nr 4, poz. 29).

4. Rozporządzenie Rady Ministrów z dn. 18 stycznia 2005 r. w sprawie dawek granicznych promieniowania jonizującego (Dz. U. Nr 20, poz. 168).

5. Rozporządzenie ministra gospodarki z dn. 9 czerwca 2006r. zmieniającego rozporządzenie w sprawie bezpieczeństwa i higieny pracy, prowadzenia ruchu oraz specjalistycznego zabezpieczenia przeciwpożarowego w podziemnych zakładach górniczych (Dz. U. Nr 124, poz. 863)

6. Prawo geologiczne i górnicze z dn. 4 lutego 1994 (Dz. U. Nr 228, poz. 1947)

*Autor wyraża podziękowanie mgr inż. Januszowi Henschke i prof. dr hab. Andrzejowi Wójcikowi za cenne uwagi oraz Wiceprezesowi PAA mgr inż. Witoldowi Ładzie za dyskusję*

## WYZNACZANIE DAWEK PROMIENIOWANIA JONIZUJĄCEGO W CELU OCENY NARAŻENIA

*Tadeusz Musiałowicz*

### WPROWADZENIE

Napromienienie człowieka w wyniku użytkowania źródeł promieniowania jonizującego powinno być ograniczone do rozsądnie najniższego poziomu (zasada ALARA – „as low as reasonable achievable”). Ten rozsądny poziom, w warunkach normalnej pracy, nie może przekraczać limitów określonych w przepisach prawnych ochrony radiologicznej. Aby stosować się do tych zasad trzeba kontrolować narażenie, którego ocena nie zawsze wynika z bezpośredniego pomiaru. Artykuł niniejszy jest głównie adresowany do inspektorów ochrony radiologicznej i ma na celu ułatwienie im przeprowadzenia analizy stopnia narażenia pracowników i poprawności prowadzenia prac ze źródłami promieniowania.

### 1. PODSTAWOWE WIELKOŚCI W OCHRONIE RADIOLOGICZNEJ

#### Dawka pochłonięta

Wielkość zdefiniowana jako

$$D = d \bar{e} / dm$$

gdzie  $d\bar{e}$  jest średnią energią przekazaną przez promieniowanie jonizujące materii w elemencie objętości o masie  $dm$ .

Jednostką dawki pochłoniętej w układzie SI jest dżul na kilogram ( $J kg^{-1}$ ).

Specjalną nazwą jednostki dawki pochłoniętej jest grej (Gy)  $1 Gy = 1 J kg^{-1}$ .

#### Dawka równoważna

Wielkość zdefiniowana jako

$$H_T = \sum_R w_R D_{T,R}$$

gdzie  $D_{T,R}$  jest dawką pochłoniętą w narządzie lub tkance T ważoną dla rodzaju i energii promieniowania jonizującego R. Waga jest bezwymiarowy czynnik promieniowania  $w_R$ . Wartości czynnika podane są rozporządzeniu Rady Ministrów [1].

Jednostką dawki równoważnej jest dżul na kilogram ( $J kg^{-1}$ ).

Specjalną jednostką dawki równoważnej jest siwert (Sv).

$$1 Sv = 1 J kg^{-1}$$

#### Dawka efektywna

Wielkość zdefiniowana jako

$$E = \sum_T w_T H_T$$

będąca sumą ważonych dawek równoważnych (dawka podwójnie ważona) we wszystkich określonych w rozporządzeniu [1] tkankach i narządach ciała od narażenia zewnętrznego i wewnętrznego. Waga jest bezwymiarowy czynnik tkanki  $w_T$ . Wartości czynnika dla wchodzących w rachubę narządów i tkanek podane są w rozporządzeniu [1].

#### **Notka o autorze**

**Kalina Mamont – Cieśla** – mgr fizyki jądrowej i cząstek elementarnych, adiunkt, kierownik Pracowni Dozymetrii Radonu w Centralnym Laboratorium Ochrony Radiologicznej w Warszawie.

### Obciążająca dawka równoważna

Dawka równa całe w czasie  $\tau$  z mocy dawki równoważnej w tkance lub narządzie T, którą otrzymuje osobnik w wyniku wniknięcia do organizmu nuklidu promieniotwórczego.

$$H_T(\tau) = \int_{t_0}^{t_0+\tau} \dot{H}_T dt$$

$t_0$  – moment wniknięcia nuklidu do organizmu  
 $\tau$  – czas odpowiadający rozpatrywanemu okresowi narażenia organizmu

### Obciążająca dawka efektywna

Suma iloczynów obciążających dawek równoważnych  $H_T$  i odpowiednich czynników wagowych tkanki  $w_T$

$$E(\tau) = \sum_T w_T H_T(\tau)$$

Praktycznie rozpatrywany okres narażenia organizmu to 50 lat dla pracowników (osoby dorosłe) i 70 lat dla ludności (dzieci).

### Zbiorowa (kolektywna) dawka efektywna

Iloczyn liczby osób  $N_i$  w grupie i oraz średniej dawki efektywnej  $E_i$  w tej grupie osób narażonych od określonego źródła promieniowania.

$$S_i = N_i E_i$$

Jeśli populacja narażonych od określonego źródła osób składa się z różnych grup, dawka zbiorowa tej populacji jest sumą dawek w poszczególnych grupach.

$$S = \sum_i N_i E_i$$

Jednostką dawki zbiorowej jest osobosiwert. Wielkość ta jest stosowana głównie dla przeprowadzania procedury optymalizacji w ochronie radiologicznej. Jest ona oparta na przyjętej, przy ocenie stochastycznych skutków promieniowania, hipotezie LNT (linear non threshold) i sens jej stosowania jest ostatnio mocno krytykowany. Została jednak utrzymana przez Międzynarodową Komisję Ochrony Radiologicznej (ICRP) w projekcie nowych zaleceń.

## 2. WIELKOŚCI OPERACYJNE

### Równoważnik dawki

Iloczyn dawki pochłoniętej D w określonym punkcie tkanki i czynnika jakości promieniowania Q. Bezwymiarowy czynnik jakości promieniowania jest zależny od wartości liniowego przekazania energii przez promieniowanie jonizujące.

$$H = QD$$

Jednostką równoważnika dawki w układzie SI jest džul na kilogram ( $J kg^{-1}$ ).

Specjalną jednostką równoważnika dawki jest siwert (Sv).

### Przestrzenny równoważnik dawki

$H^*(d)$  – równoważnik dawki w punkcie pola promieniowania jaki byłby wytworzony przez odpowiednie rozciągnięte i zorientowane pole<sup>1</sup> w kuli ICRU (Międzynarodowa Komisja Jednostek Radiologicznych) na głębokości d, na promieniu przeciwnym do kierunku pola zorientowanego.

Wielkość tę mierzymy, w celu kontroli otoczenia, w referencyjnym punkcie pola promieniowania przenikliwego, przyjmując głębokość d = 10 mm –  $H^*(10)$ .

### Kierunkowy równoważnik dawki

$H'(d, \Omega)$  – równoważnik dawki w punkcie pola promieniowania, jaki byłby wytworzony przez odpowiednie rozciągnięte<sup>2</sup> pole w kuli ICRU na głębokości d, na promieniu skierowanym w określonym kierunku,  $\Omega$ .

Wielkość tę mierzymy, w celu kontroli otoczenia, w referencyjnym punkcie pola promieniowania mało przenikliwego, przyjmując głębokość

<sup>1</sup> Pole rozciągnięte i zorientowane: pole promieniowania, w którym fluencja cząstek oraz jego kierunkowy i energetyczny rozkład są takie same jak w polu rozciągniętym ale fluencja jest jednokierunkowa.

<sup>2</sup> Pole rozciągnięte: pole wyznaczone na podstawie pola rzeczywistego, w którym fluencja cząstek i jego kierunkowy i energetyczny rozkład, we wchodzącej w rachubę objętości, mają te same wartości jak w rzeczywistym polu w rozpatrywanym punkcie.

kość d = 0,07 mm –  $H'(0,07, \Omega)$ . Wystarcza to praktycznie także dla oceny narażenia soczewek oczu (mimo że znajdują się na głębokości 3 mm).

### Indywidualny równoważnik dawki

$H_p(d)$  – równoważnik dawki w miękkiej tkance na odpowiedniej głębokości d, poniżej określonego punktu ciała.

Określony punkt to miejsce, reprezentatywne dla oceny narażenia, gdzie noszony jest dawkomierz indywidualny. Odpowiednia głębokość dla promieniowania przenikliwego to d = 10 mm, a dla mało przenikliwego d = 0,07 mm. Przy kontroli wybiórczego narażenia kończyn również dla promieniowania przenikliwego mierzy się –  $H_p(0,07)$

## 3. BIOLOGICZNE SKUTKI NAPROMIENIENIA

Analizując narażenie człowieka na promieniowanie, bierzemy pod uwagę dwa rodzaje jego skutków: deterministyczne i stochastyczne.

Skutki deterministyczne to reakcja tkanek u której podłoża leży proces obumierania komórek. Skutki te mogą jedynie wystąpić jedynie po przekroczeniu pewnego progu dawki, a ich ostrość zależy od tego jak znacznie próg ten został przekroczony. Uważa się, że żadna z tkanek nie wykazuje promienioczułości poniżej dawki około 100 mGy (niezależnie od wartości liniowego przekazania energii).

Przestrzeganie podanych w przepisach limitów dawek równoważnych zabezpiecza przed skutkami deterministycznymi. Limity dawek równoważnych ustalono dla skóry, kończyn i soczewek oczu. Tkanki te są najbardziej narażone na możliwość selektywnego, lokalnego napromienienia i w tym przypadku limity dawki efektywnej nie zabezpieczają wystarczająco przed efektami deterministycznymi.

Skutki stochastyczne to przede wszystkim zwiększenie prawdopodobieństwa indukowania nowotworów i zmian genetycznych. Nowotwory mogą powstawać w wyniku mutacji komórek somatycznych, a genetyczne uszkodzenia potomstwa, w wyniku mutacji komórek reprodukcyjnych. Efekty stochastyczne występują w długim

okresie po napromienieniu (kilka a nawet kilkadziesiąt lat). Ich ostrość nie zależy od wartości dawki, od której zależy jedynie prawdopodobieństwo ich wystąpienia. Przyjmuje się, że nie ma tu progu dawki (hipoteza LNT). Przestrzeganie w ochronie radiologicznej podanych w przepisach limitów dawki efektywnej, zmniejsza do akceptowanego poziomu prawdopodobieństwo wystąpienia skutków stochastycznych promieniowania oraz zabezpiecza z dużym zapasem narządy i tkanki przed efektami deterministycznymi.

## 4. OCENA NARAŻENIA

Limitowanych w przepisach, a związanych z narażeniem organizmu człowieka wielkości: dawki równoważnej i dawki efektywnej nie można zmierzyć. Dla ich oceny posługujemy się w dozymetrii wskaźnikami – wielkościami operacyjnymi. Stosując wielkości operacyjne, należy pamiętać, że dla spełnienia wymagań ochrony radiologicznej, niezbędne jest zapewnienie pesymistycznej oceny narażenia tzn. określenie najwyższych z prawdopodobnych wartości napromienienia człowieka.

Przy określaniu dawki posługujemy się różnymi, w zależności od potrzeb, wielkościami równoważnika dawki. Zostało to ogólnie omówione w punkcie „wielkości operacyjne”. Szczegóły podane są w zestawieniach poniżej.

### Kontrola dawek równoważnych w skórze, kończynach i soczewkach oczu.

Kontrola otoczenia: mierzy się równoważnik dawki kierunkowy  $H'(0,07, \Omega)$ .

Kontrola indywidualna: mierzy się równoważnik dawki indywidualny  $H_p(0,07)$

Stosując tę praktyczną, akceptowaną przez ICRP zasadę, przy doborze odpowiedniego równoważnika dawki, nie ma potrzeby kierowania się określeniem czy promieniowanie jest silne czy mało przenikliwe.

Dla soczewek oczu można spotkać się ze stosowaniem równoważników  $H'(3, \Omega)$  i  $H_p(3)$ , ale jest to w praktyce bardzo rzadko stosowane.

Kontrola dawek równoważnych jest stosunkowo prosta. Do pomiaru wybiera się reprezentatywne, najbardziej narażone miejsce i zakłada się,

że tkanka jest napromieniana równomiernie. Można wtedy przyjąć że moc dawki lub dawka, odpowiada mierzonej mocy równoważnika lub równoważnikowi dawki. Pomiarów indywidualnych dokonuje się najczęściej na palcu lub/i nadgarstku ręki. Przy pomiarach środowiskowych trzeba jeszcze właściwie ocenić czas narażenia.

#### Kontrola dawki efektywnej

Kontrola otoczenia: mierzy się równoważnik dawki przestrzennej –  $H^*$  (10).

Kontrola indywidualna: mierzy się równoważnik dawki indywidualny –  $H_p(10)$

Dawka efektywna to suma napromienienia organizmu od źródeł zewnętrznych i wewnętrznych. Gdy przy ocenie narażenia w rachubę wchodzi jedynie narażenie zewnętrzne, sprawa kontroli jest tak samo prosta jak przy ocenie dawki równoważnej. Przy pomiarach indywidualnych dawkomierz umieszcza się w reprezentatywnym miejscu na korpusie ciała (najczęściej na wysokości klatki piersiowej) i mierzy się równoważnik dawki  $H_p(10)$ , który przy równomiernym napromienieniu odpowiada dawce efektywnej.

Gdy zachodzi potrzeba oceny składowej narażenia od źródeł promieniowania znajdujących się wewnątrz organizmu sprawa jest znacznie bardziej skomplikowana.

Międzynarodowa Agencja Energii Atomowej (MAEA) chcąc ułatwić wdrażanie zaleceń ICRP [3] rozwinęła praktycznie w swoich przepisach [2] wzór  $E = \sum_T w_T H_T$  określający dawkę efektywną.

Całkowita dawka efektywna wyraża się wzorem:

$$E_T = H_p(d) + \sum_j e(g)_{j, \text{ing}} I_{j, \text{ing}} + \sum_j e(g)_{j, \text{inh}} I_{j, \text{inh}}$$

gdzie:

$H_p(d)$  – indywidualny równoważnik dawki promieniowania przenikliwego (t. zn.  $d = 10$  mm)

$e(g)_{j, \text{ing}}$  i  $e(g)_{j, \text{inh}}$  – oznaczają jednostkowe obciążające dawki efektywne osób w grupie wiekowej  $g$  (podział na grupy wiekowe dotyczy narażenia ludności) otrzymane w wyniku wniknięcia do organizmu drogą pokarmową (ing) lub

oddechową (inh) jednostkowej aktywności nuklidu promieniotwórczego  $j$ .

$I_{j, \text{ing}}$  i  $I_{j, \text{inh}}$  – oznaczają odpowiednie aktywności nuklidu  $j$ . Wartości jednostkowych dawek obciążających podane są w przepisach MAEA [2] i w rozporządzeniu [1].

Podany przez MAEA wzór na całkowitą dawkę efektywną zawiera jedną nieścisłość, nie należy pisać znaku równości między dawką i równoważnikiem, który jest jedynie jej wskaźnikiem.

Poprawnie podane jest rozwinięcie wzoru na dawkę efektywną w ostatnim projekcie zaleceń ICRP (Draft Recommendations 12.01.2007).

$$E \equiv H_p(10) + E \quad (50)$$

gdzie:

$$E(50) = \sum_j e(g)_{j, \text{ing}} I_{j, \text{ing}} + \sum_j e(g)_{j, \text{inh}} I_{j, \text{inh}}$$

W rzadkich przypadkach znaczącego udziału w narażeniu zewnętrznym promieniowania mało przenikliwego, zaleca się do podanego wyżej wzoru dodać wielkość  $0,01 H_p(0,07)$ . Potrzeba bardziej szczegółowego rozpatrzenia sytuacji i uwzględnienia  $H_p(0,07)$  dla skóry może zachodzić gdy dawki są duże (osiągają lub przekraczają dawki graniczne), a pole promieniowania jest bardzo niejednorodne. Potrzeba ta może zachodzić szczególnie wtedy, gdy zarówno dawka równoważna promieniowania mało przenikliwego jak i dawka (na całe ciało) promieniowania przenikliwego osiąga albo przekracza wartość graniczną lub gdy dużą dawką promieniowania mało przenikliwego napromieniona została duża powierzchnia ciała. W pierwszym przypadku nawet niewielka składowa dawki efektywnej może spowodować przekroczenie limitu, a w drugim (gdy jest to np. całe ciało) składowa ta będzie dawać znaczącą wartość dawki efektywnej (przy dawce równoważnej 500 mSv – dawka efektywna wyniesie 5 mSv). W sytuacjach gdy powierzchnia napromieniona dużymi dawkami jest mała (najczęściej spotykany przypadek wybiórczego narażenia rąk), graniczna dawka w skórze spowoduje składową dawkę efektywnej rzędu  $10^{-1}$  mSv. Wynika to ze sposobu oceny tej składowej na podstawie narażenia skóry

(uśrednia się dawkę równoważną na powierzchnię całej skóry). Zasada ta jest jednoznacznie określona w przepisach MAEA [2].

W podanych przykładach szacowania dawki efektywnej przyjęto graniczną wartość dawki równoważnej – 500 mSv. Jest to limit, a więc wartość najbardziej pesymistyczna. Jeśli dawka równoważna w skórze będzie większa, to należy zmienić technologię pracy albo zrezygnować z jej wykonywania, bo ustalonych w przepisach limitów nie należy przekraczać.

Przy ocenie dawki efektywnej obciążającej od skażeń wewnętrznych w danym roku kalendarzowym, przyjmuje się dla narażenia zawodowego, okres 50 lat (dla tego okresu narażenia mamy podane w przepisach wartości jednostkowych dawek obciążających). Mimo że interesuje nas w tym przypadku w zasadzie dawka obciążająca w roku kalendarzowym w którym nastąpiło wniknięcie, nie popełniamy dużego błędu bo jeśli fizyczny okres połowicznego rozpadu nuklidu jest krótki, na następne lata „nic nie zostanie”, a nawet jeśli jest długi, „to co pozostało” zostało już pesymistycznie uwzględnione w obliczonej dawce obciążającej w danym roku.

Praktycznie stosowany dla kontroli narażenia wzór na całkowitą dawkę efektywną podaje w nieco zmienionej postaci rozporządzenie [1].

$$E = E_Z + \sum_j e(g)_{j, p} J_{j, p} + \sum_j e(g)_{j, o} J_{j, o}$$

gdzie:

$E_Z$  – dawka od narażenia zewnętrznego, pozostałe oznaczenia odpowiadają oznaczeniom ze wzoru podanego przez IAEA.

Wymagania, metody badań, oraz charakterystyki dawkomierzy indywidualnych z bezpośrednim odczytem do pomiaru równoważnika dawki i mocy równoważnika dawki, promieniowania  $X, \gamma$  i  $\beta$ , podaje norma Europejskiego Komitetu Normalizacyjnego CEN [4]. Przewiduje się, że w przyszłym roku norma ta zostanie przetłumaczona i wydana jako Polska Norma.

Zasady wzorcowania dawkomierzy otoczenia i dawkomierzy indywidualnych do pomiaru równoważnika dawki i mocy równoważnika dawki promieniowania fotonowego o energii od 8 keV do 9 MeV określone są w Polskiej Normie [5]. Norma ta określa także fantomy wodne sto-

sowane przy wzorcowaniu w zależności od miejsca noszenia dawkomierza.

Palce –  $H_p(0,07)$  – fantom prętowy, walec o długości 300 mm i średnicy 19 mm. Przegub dłoni i kostki stóp –  $H_p(0,07)$  – fantom kolumnowy, cylinder o długości 300 mm i średnicy 73 mm.

Korpus –  $H_p(10)$  – fantom płytowy, płyta 30 cm x 30 cm x 15 cm. Dla promieniowania o małej energii dawkomierze noszone na korpusie wzorcowane są także dla  $H_p(0,07)$

Ponieważ dawkomierze podczas wzorcowania umieszcza się w powietrzu na powierzchni fantomu (lub w wolnym powietrzu), norma podaje, dla różnych widm promieniowania, współczynniki przeliczeniowe z kermy w powietrzu na równoważnik dawki.

## 5. PODSUMOWANIE

Dawki równoważne dla skóry, kończyn i soczewek oczu wyznacza się na podstawie wskaźników:  $H_p(0,07)$  i  $H^*(0,07)$ .

Dawkę efektywną w większości przypadków wyznacza się ze wzoru:

$$E \equiv H_p(10) + E \quad (50)$$

uwzględniając dla składowej narażenia zewnętrznego tylko promieniowanie przenikliwe, tzn. przy kontroli indywidualnej mierzy się  $H_p(10)$ , a przy pomiarach środowiskowych  $H^*(10)$ .

Przy zawodowym narażeniu wewnętrznym bierze się pod uwagę dawkę obciążającą w okresie 50 lat. Uwzględnia się tylko tkanki i narządy, dla których ICRP określiła czynniki wagowe  $w_T$ . Lista tych narządów i tkanek może zostać w przyszłości uzupełniona jeśli ICRP uzna, że mogą być one wybiórczo napromieniane i przyczyniać się w sposób znaczący do powstawania w organizmie nowotworów. Wtedy ulegną zmianie wartości innych czynników  $w_T$ , gdyż suma wszystkich czynników musi pozostać równa jedności.

## BIBLIOGRAFIA

- [1] Rozporządzenie Rady Ministrów z dnia 18 stycznia 2005 r. w sprawie dawek granicznych promieniowania jonizującego (*Dz. U. Nr 20, poz. 168*).

- [2] International Basic Safety Standards for Protection against Ionizing Radiation and for the Safety of Radiation Sources. Safety Series No. 115. IAEA, Vienna 1996.
- [3] ICRP Publication No. 60. Pergamon Press, Oxford 1991.
- [4] EN 61529 /2006. Measurements of personal dose equivalents  $H_p(10)$  and  $H_p(0,07)$  for X, gamma and beta radiations. Direct re-

ading personal dose equivalent and/or dose equivalent rate meters.

- [5] PN-ISO 4037-3 / 2005. Wzorcowanie dawkomierzy otoczenia i dawkomierzy indywidualnych oraz określanie ich charakterystyk energetycznych i kierunkowych.
- [6] Council Directive 96/29 /EURATOM of 13 May 1996.

#### Notka o autorze

Tadeusz Musiałowicz – docent w Centralnym Laboratorium Ochrony Radiologicznej w Warszawie

## STANOWISKO PAŃSTWOWEJ AGENCJI ATOMISTYKI

W związku ze zgłaszanymi do Państwowej Agencji Atomistyki pytaniami przedsiębiorców prowadzących eksport grzybów suszonych a dotyczących poziomu radioaktywności tych produktów stwierdzam, co następuje:

Rozporządzenie Rady UE Nr 616/2000 z dnia 20 marca 2000 r. zmieniające rozporządzenie EWG nr 737/90 w sprawie warunków regulujących przywóz produktów rolnych pochodzących z państw trzecich w następstwie wypadku w elektrowni jądrowej w Czarnobylu stanowi (pkt 5), że: „... w przypadku wszystkich produktów suszonych lub w postaci koncentratów maksymalne dopuszczalne poziomy skażenia, o których mowa w art. 3 wzmiankowanego rozporządzenia (tj. nr 737/90) mogą być obliczane dla produktów odtworzonych w postaci gotowej do spożycia”.

Zgodnie z art. 3 rozporządzenia 737/90 maksymalne poziomy radioaktywności artykułów spożywczych dopuszczonych do swobodnego obrotu spowodowane obecnością izotopów cezu 137 i 134 wynoszą:

- 370 Bq/kg dla mleka i przetworów mlecznych oraz dla produktów żywnościowych przeznaczonych do spożycia dla niemowląt w ciągu pierwszych czterech do sześciu miesięcy ich życia.
- 600 Bq/kg dla wszystkich innych produktów.

Na podstawie powyższych rozporządzeń Rady organy inspekcji sanitarnej oraz inspekcji weterynaryjnej jako organy kompetentne w sprawach skażeń promieniotwórczych żywności ustaliły, że przy przeliczaniu wartości skażeń promieniotwórczych produktów suszonych lub w postaci koncentratów na wartości skażeń tych produktów w postaci gotowej do spożycia należy stosować współczynnik przeliczeniowy wynoszący 8.

Oznacz to, że:

- w przypadku mleka w proszku maksymalny poziom zawartości izotopów cezu 137 i 134 wynosi 2960 Bq/kg,
- w przypadku grzybów suszonych maksymalny poziom zawartości izotopów cezu 137 i 134 wynosi 4800 Bq/kg.

W związku z powyższym w świadectwach eksportowych dotyczących suszonych grzybów, w których zawartość izotopów cezu przekracza wartość 600 Bq/kg, ale po przeliczeniu na produkt gotowy do spożycia zawartość ta nie przekracza 4800 Bq/kg świadectwo jest poświadczone – przez wojewódzkiego inspektora sanitarnego – z następującym wpisem:

„calculated for the reconstituted product ready for consumption according to Council Regulation No 616/2000”

**Jerzy Niewodniczański**  
Prezes Państwowej Agencji Atomistyki

NOTATKI