

# OCHRONA RADIOLOGICZNA II

Dr inż. Jakub Ośko

## SPIS TREŚCI

### Wstęp

- 1 Przyrządy dozymetryczne
  - 1 Zasada działania detektorów
  - 2 Rodzaje przyrządów dozymetrycznych
  - 3 Parametry przyrządów dozymetrycznych
  - 4 Przybliżony model detektora
  - 5 Dobór przyrządu dozymetrycznego
  - 6 Zasady użytkowania detektorów
  - 7 Wzorcowanie przyrządów dozymetrycznych
- 2 Pomiary dawki, mocy dawki i skażeń promieniotwórczych
  - 1 Cel pomiarów
  - 2 Pomiar dawki pochłoniętej i widma energii promieniowania w polach promieniowania elektromagnetycznego
  - 3 Pomiar mocy dawki
  - 4 Wzorcowanie przyrządów do pomiaru dawki i mocy dawki
  - 5 Pomiary skażeń promieniotwórczych
  - 6 Przykładowe przyrządy do pomiarów dawki, mocy dawki oraz skażeń
  - 7 Spektrometria promieniowania
  - 8 Detekcja neutronów
- 3 Metodyka prowadzenia pomiarów
  - 1 Definicje i pojęcia
- 4 Osłony przed promieniowaniem
  - 1 Pochłanianie i rozpraszanie promieniowania elektromagnetycznego
  - 2 Warstwa półchłonna (warstwa połowicznego osłabienia)  $d_{1/2}$
  - 3 Osłabianie promieniowania cząstek naładowanych
  - 4 Rodzaje osłon
  - 5 Przegląd typowych materiałów stosowanych do osłon przed promieniowaniem gamma i X
- 5 Monitoring narażenia zewnętrznego
  - 1 Narażenie zewnętrzne i rodzaje monitoringu
  - 2 Monitoring środowiska pracy
    - 1 Aparatura pomiarowa
  - 3 Monitoring indywidualny
  - 4 Kontrola skażeń
  - 5 Szacowanie dawek
  - 6 Rejestracja dawek
- 6 Monitoring narażenia wewnętrznego
  - 1 Podstawy monitoringu narażenia wewnętrznego
  - 2 Metody pomiaru aktywności radionuklidów w ciele człowieka
    - 1 Przegląd metod *in vivo*
    - 2 *Przegląd metod in vitro*
    - 3 *Wyznaczanie dawki obciążającej*
  - 3 Zasady prowadzenia monitoringu
  - 4 Ocena narażenia wewnętrznego na podstawie monitoringu środowiska pracy
  - 5 Ocena narażenia wewnętrznego na podstawie monitoringu środowiska pracy



KAPITAŁ LUDZKI  
NARODOWA STRATEGIA SPÓJNOŚCI



UNIA EUROPEJSKA  
EUROPEJSKI  
FUNDUSZ SPOŁECZNY



- 7 Monitoring środowiska
  - 1 Wstęp
  - 2 Metody poboru próbek
  - 3 Wykonywanie pomiarów w sytuacjach awaryjnych
  - 4 Monitoring środowiska naturalnego w Polsce
- 8 Metody numeryczne w dozymetrii
  - 1 Monte Carlo
  - 2 Monte Carlo i promieniowanie jonizujące
  - 3 Popularne kody Monte Carlo
  - 4 Podstawowe zasady modelowania
  - 5 Fantomy numeryczne
- 9 Dozymetria biologiczna
- 10 Bezpieczeństwo pracy z otwartymi źródłami promieniowania podczas badań znacznikowych prowadzonych w terenie
  - 1 Znaczniki promieniotwórcze w przemyśle i ochronie środowiska
  - 2 Produkcja radioizotopów
  - 3 Metodologia badań znacznikowych
  - 4 Organizacja i bezpieczeństwo pracy w terenie
- 11 Program zapewnienia jakości w ochronie radiologicznej
  - 1 Program zapewnienia jakości
  - 2 Akredytowane obszary działalności
- 12 Ochrona radiologiczna w medycynie
  - 1 Wstęp
  - 2 Zasady ochrony radiologicznej w medycynie
  - 3 Poziomy wskaźnikowe
  - 4 Ochrona radiologiczna w radiologii
    - 1 Specjalne metody radiologiczne
    - 2 Dozymetria w radiologii
    - 3 Dozymetria w tomografii komputerowej
    - 4 Dozymetria w mammografii
  - 5 Ochrona radiologiczna w medycynie nuklearnej
    - 1 Radiofarmaceutyki
    - 2 Wyznaczanie dawki
  - 6 Ochrona radiologiczna w radioterapii
    - 1 Radioterapia
    - 2 Ochrona radiologiczna
    - 3 Wielkości i pojęcia w dozymetrii w radioterapii
    - 4 Kontrola jakości w radioterapii
    - 5 Planowanie terapii
- 13 Wypadki w radioterapii

## WSTĘP

Dozymetria jest działem fizyki technicznej obejmującym zagadnienia pomiarów i obliczeń dawek lub innych parametrów promieniowania jonizującego, które mają wpływ na skutki oddziaływania promieniowania z materią, a w szczególności z ciałem człowieka.

Jest to naukowo uzasadniona metodologia wykorzystywana do: pomiaru, obliczeń, szacowania, oznaczania, przewidywania i wszelkich innych sposobów ilościowego określenia energii pochłoniętej w ciele człowieka na skutek jonizacji i wzbudzenia atomów tkanek wywołanych oddziaływaniem z promieniowaniem jonizującym.



**KAPITAŁ LUDZKI**  
NARODOWA STRATEGIA SPÓJNOŚCI



**UNIA EUROPEJSKA**  
EUROPEJSKI  
FUNDUSZ SPOŁECZNY



Kluczowym zagadnieniem dozymetrii jest odpowiedni wybór mierzonych wielkości i metod pomiarowych, tak aby mogły być stosowane w ochronie radiologicznej, poprzez możliwie prosty sposób przeliczania.

W niniejszym skrypcie opisano metody i urządzenia stosowane w dozymetrii promieniowania jonizującego.

## Rozdział 1

### PRZYRZĄDY DOZYMOMETRYCZNE

#### 1.1. Zasada działania detektorów

Dozymetria promieniowania jonizującego obejmuje pomiary takich wielkości jak dawka, moc dawki, wielkości skażeń promieniotwórczych oraz rejestrację widma energii promieniowania.

Elementem każdego urządzenia dozymetrycznego, odpowiedzialnym za detekcję promieniowania, jest detektor. Układ pomiarowy rejestruje oddziaływanie promieniowania z materiałem detektora. Rodzaj oddziaływań zależy przede wszystkim od rodzaju promieniowania.

W przedstawiono różne Rodzaje oddziaływania promieniowania z ośrodkiem (np. detektorem) zostały wymienione w tabeli 1.1.

Tab. 1.1. Oddziaływania różnych rodzajów promieniowania z materiałem ośrodka

Promieniowanie	Oddziaływania
(gamma) i X	efekt fotoelektryczny efekt Comptona generacja par
(alfa) i (beta)	zderzenia cząstek
Neutronowe	spowalnianie wychwył

W większości przypadków, wynikiem oddziaływania promieniowania z detektorem jest pośrednia lub bezpośrednia generacja ładunku elektrycznego. Takie zjawisko pojawia się w komorach jonizacyjnych, licznikach proporcjonalnych, licznikach G-M, detektorach półprzewodnikowych oraz fotopowielaczach w układach scyntylacyjnych.

Ładunek elektryczny  $Q$  pojawia się w detektorze natychmiast po oddziaływaniu (w czasie  $t=0$ ). Musi on zostać zebrany, tak aby powstał mierzalny sygnał elektryczny. Na ogół w detektorze wytwarza się pole elektryczne, w którym ładunki dodatnie i ujemne poruszają się w przeciwnych kierunkach. Na Rys. 1.1 Przedstawiono przebieg narastania ładunku.

Rys. 1.1. Przebieg narastania ładunku.  $t_c$  – czas zbierania ładunku.

Wartość ładunku można wyznaczyć wzorem:

$$Q = \left( \text{całka od } 0 \text{ do } t_c \right) Q(t)dt$$

Czas zbierania ładunku,  $t_c$ , zależy od ruchliwości nośników ładunku oraz odległości, którą muszą one przebyć w detektorze. Typowe czasy zbierania ładunku wynoszą od kilku ms w komorach jonizacyjnych do kilku ns w diodach półprzewodnikowych.

W detektorze dochodzi do oddziaływania z wieloma cząstkami. Przy dostatecznie niskiej częstotliwości oddziaływań można rozróżnić impulsy, których wysokość i czas trwania zależą od rodzaju oddziaływania i na ogół od przekazanej przez cząstkę energii.

#### 1.2. Rodzaje przyrządów dozymetrycznych

W zależności od przyjętego kryterium możemy rozróżnić różne rodzaje przyrządów dozymetrycznych.



Ze względu na sposób odczytu wyniku pomiaru, detektory dzieli się na aktywne i pasywne. W detektorze aktywnym sygnał jest mierzony w czasie rzeczywistym. Tego typu detektory służą do pomiarów parametrów pola promieniowania i prospektywnego wyznaczania (przewidywania) dawki. Przyrządy te wymagają zasilania w czasie pomiaru. Do detektorów pasywnych należą m.in. komory jonizacyjne, liczniki proporcjonalne, liczniki Geigera-Muellera, detektory półprzewodnikowe, liczniki scyntylacyjne.

Detektory pasywne dostarczają informacji po dokonaniu ekspozycji. Służą do retrospektywnego wyznaczania dawki pochłoniętej. Do tej grupy należą m.in. detektory termoluminescencyjne, filmowe, folie aktywacyjne. Detektory pasywne nie wymagają zasilania w czasie pomiaru.

Ze względu na sposób zliczania detektory dzielimy na pracujące w trybie licznika, impulsowym oraz prądowym.

Przyrządy pracujące w trybie licznika zliczają wszystkie impulsy powstałe w detektorze, niezależnie od ich amplitudy. Niektóre przyrządy impulsowe mogą też pracować w układzie spektrometru. Jest to możliwe, jeśli amplituda sygnału detektora jest proporcjonalna do energii padającej cząstki i jeśli impulsy zliczamy w analizatorze wielokanałowym, przyporządkowując każdy impuls do określonego kanału, w zależności od jego amplitudy.

Urządzenia pracujące w trybie impulsowym również zliczają poszczególne impulsy, ale zazwyczaj stosuje się próg dyskryminacji amplitudy, dzięki czemu impulsy zbyt małe uznawane są za szumy i nie są rejestrowane.

Przyrządy pracujące w trybie prądowym umożliwiają pomiar średniej wartości ładunku generowanego w jednostce czasu, czyli natężenia prądu elektrycznego i pozwalają mierzyć moc dawki lub zbieranie uśrednionego ładunku elektrycznego w załączonym do przyrządu kondensatorze – pomiar dawki pochłoniętej.

W tabeli 1.2 przedstawiono najpopularniejsze typy przyrządów dozymetrycznych, zjawisko na którym oparte jest ich zastosowanie, oraz sposoby wykorzystania.

Tab. 1.2. Rodzaje i zastosowanie przyrządów dozymetrycznych

Przyrząd	Zjawisko fizyczne	Informacja pierwotna	Najczęstsze zastosowania
Komory jonizacyjne	Jonizacja gazu	Impulsy elektryczne lub prąd	monitoring stanowisk pracy i środowiska naturalnego, układy automatycznej kontroli dawki
Liczniki gazowe			
Półprzewodniki	Jonizacja w ciele stałym	Impulsy elektryczne lub prąd	Spektrometria X i $\gamma$ , Dozymetria indywidualna
Scyntylatory organiczne i nieorganiczne	Luminescencja	Impulsy świetlne	Spektrometria $\alpha$ , $\beta$ , $\gamma$ .
Ekrany fluorescencyjne			
Dozymetry termoluminescencyjne	Termoluminescencja	Emisja światła	Dozymetria indywidualna, monitoring środowiska naturalnego.
Emulsje fotograficzne	Przemiany chemiczne	Liczba cząsteczek, które uległy transformacji	Dozymetria indywidualna

### 1.3. Parametry przyrządów dozymetrycznych

Przyrządy dozymetryczne charakteryzują następujące parametry:

- zakres pomiarowy
- zakres energetyczny
- napięcie pracy detektora
- podzakresy pomiarowe
- błąd pomiaru



- bieg własny
- zasilanie
- rodzaj detektora
- wymiary detektora
- rodzaj moderatora
- czułość na promieniowanie gamma
- wymiary przyrządu
- masa

Każdy detektor będący częścią przyrządu dozymetrycznego można scharakteryzować za pomocą opisanych poniżej parametrów.

Czułość, czyli stosunek wartości odpowiedzi (sygnału wyjściowego) detektora do wartości danego parametru źródła lub pola promieniowania działającego na detektor. Czułość określa się dla danego rodzaju promieniowania i jego energii.

Charakterystyka energetyczna, czyli zależność odpowiedzi (czułości) detektora od energii promieniowania.

Charakterystyka kierunkowa, czyli zależność odpowiedzi (czułości) detektora od kąta (bryłowego) padania wiązki promieniowania na detektor

Czasowa zdolność rozdzielcza, czyli minimalny wymagany dla uzyskania niezależnych efektów rejestracji, odstęp czasu dzielący padające na detektor cząstki promieniowania. Wielkość ta jest związana z czasem narastania impulsu w detektorze.

Rozdzielczość energetyczna, czyli miara najmniejszej różnicy, między energią dwóch cząstek, możliwej do rozróżnienia przez spektrometr promieniowania przy określonej energii [1]. Zwykle energetyczna zdolność rozdzielcza wyrażona jest przez czynnik równy stosunkowi pełnej szerokości krzywej w połowie wysokości pików, podzielonej przez energię pików krzywej rozkładu dla cząstek monoenergetycznych:

$$R = \text{FWHM} / H_0$$

gdzie FWHM – szerokość połówkowa (Full Width at Half Maximum),  $H_0$  – energia pików.

Wydajność detekcji (zliczania), czyli stosunek liczby cząstek promieniowania jonizującego zarejestrowanych przez detektor do liczby wszystkich cząstek promieniowania jonizującego padających na detektor. Aby detektor zarejestrował cząstkę, musi ona dotrzeć do czułej części objętości detektora.

Czas odpowiedzi, czyli czas pomiędzy pojawieniem się cząstki lub kwantu promieniowania w obszarze detektora, a pojawieniem się odpowiedzi detektora.

Czas martwy, czyli suma przedziałów czasu po przyjęciu kolejnego sygnału wejściowego, podczas których analizator jest nieczuły na inne sygnały [1]. Czas martwy jest związany z czasem przetworzenia zarejestrowanej cząstki lub kwantu na sygnał rejestrowany, a jego długość dla danego detektora zależy od napięcia zasilania oraz parametrów pracy układu. W skrajnych przypadkach np. dla licznika G-M możliwy jest całkowity brak wskazań w polach promieniowania gamma o bardzo wysokiej mocy dawki. Czas martwy można ograniczyć zwiększając odległości detektor-źródło lub umieszczając osłonę pomiędzy detektorem, a źródłem. Należy jednak pamiętać, powoduje to zmianę geometrii pomiarowej.

Odpowiedź detektora w danym polu o gęstości strumienia  $f$  wynosi:

$R = 0$  – całka – nieskończoność;  $4\pi$  – całka;  $V_d$  – całka  $R(r_d, E, \Omega) dV d\Omega dE$

$$R = \int_0^{\infty} \int_{4\pi} \int_{V_d} R(r_d, E, \Omega) dV d\Omega dE$$

Gdzie:

$R(r_d, E, \Omega)$  – spodziewana (średnia) odpowiedź detektora umieszczonego w punkcie  $r_d$ , wywołana przez cząstkę o energii  $E$ , poruszającą się w kierunku  $\Omega$ ;



$V_d$  – objętość czynna detektora;

#### 1.4. Przybliżony model detektora

Większość detektorów można przybliżyć jednym z uproszczonych modeli:

- punktowy detektor, skolimowany w ten sposób, że mierzy tylko promieniowanie dochodzące z kierunku  $\Omega_0$
- punktowy izotropowy detektor
- punktowy izotropowy detektor o odpowiedzi niezależnej od energii

Większość praktycznie używanych detektorów można zaliczyć do detektorów punktowych i izotropowych. W takim wypadku odpowiedź detektora opisuje funkcja:

$$R(r_0) = 0 - \text{całka} - \text{nieskończoność } R(E) f_i(r_0, E) dE$$

#### 1.5. Dobór przyrządu dozymetrycznego

Obszar zastosowań danego detektora jest:

- określony, jeśli chodzi o rodzaj promieniowania,
- ograniczony do pewnego zakresu energii tego promieniowania, takiego gdzie charakterystyka energetyczna jest dostatecznie płaska (interpretacja określenia „dostatecznie płaska” zależy od dokładności, jaką powinniśmy uzyskać przy pomiarze).

Dokładność pomiarów wykonywanych w ochronie radiologicznej na ogół nie przekracza 30%. Przy bardzo małych mocach dawki (skutkujących dawką efektywną mniejszą od 1 mSv rocznie), wystarczą pomiary z dokładnością do czynnika 2.

#### 1.6. Zasady użytkowania detektorów

Przed rozpoczęciem wykonywania pomiarów należy zapoznać się z instrukcją przyrządu oraz podstawowymi zasadami obsługi, sprawdzić stan źródła zasilania przyrządu, sprawność przyrządu oraz bieg własny przyrządu i porównać otrzymany wynik z danymi producenta

Podczas wykonywania pomiarów należy pamiętać, że przyrządy dozymetryczne nie reagują natychmiast na zmianę natężenie promieniowania (należy odczekać co najmniej trzy stałe czasowe). Przyrząd należy chronić przed wstrząsami, udarami i wilgocią.

Podczas pomiarów skażeń nie wolno dotykać powierzchnią detektora do powierzchni, które mogą być skażone.

Należy przestrzegać obowiązujących przepisów prawa dotyczących użytkowania i wzorcowania przyrządów dozymetrycznych, a w przypadku otwartych komór jonizacyjnych uwzględnić poprawkę na gęstość powietrza.

Należy również pamiętać, że niektóre typy detektorów (np. liczniki Geigera-Müllera) w polach o wysokiej mocy „dawki” mogą zaniżyć wskazania (lub w ogóle nie reagować na promieniowanie), powodując narażenie personelu i wpływając zasadniczo na ocenę badanego pola promieniowania.

#### 1.7. Wzorcowanie przyrządów dozymetrycznych

Wzorcowanie to zbiór operacji ustalających, w określonych warunkach, relację między wartościami wielkości mierzonej wskazanymi przez przyrząd pomiarowy lub układ pomiarowy albo wartościami reprezentowanymi przez wzorzec miary lub przez materiał odniesienia, a odpowiednimi wartościami wielkości realizowanymi przez wzorce jednostki miary. [2]

Jakość procesu wzorcowania ma wpływ na wiarygodność wyników pomiarów. Jest to szczególnie istotne w przypadku wzorcowania dozymetrów mających na celu wskazywanie mocy dawki lub dawki pochłoniętego promieniowania jonizującego, co pozwala na określenie narażenia.

Warunki oraz wymagania jakie powinny spełniać jednostki wzorcujące przyrządy dozymetryczne określa Prezes PAA. Naczelnym dokumentem określającym wymagania stawiane jednostkom wzorcującym jest ustawa Prawo atomowe [3]. Inne dokumenty to Rozporządzenie Rady Ministrów z dnia 23 grudnia 2002r, w sprawie wymagań dotyczących sprzętu dozymetrycznego, dokumenty wewnętrzne Polskiego Centrum Akredytacyjnego, Rozporządzenie Rady Ministrów z dnia 23 grudnia 2002r. w sprawie wymagań dotyczących sprzętu dozymetrycznego.

Zgodnie z zapisami prawa atomowego, wzorcowanie sprzętu dozymetrycznego przeprowadza się nie rzadziej niż:

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

Przyrządy dozymetryczne stosowane do kontroli i oceny narażenia, niepodlegające obowiązkowi kontroli metrologicznej określonej w przepisach o miarach, powinny posiadać świadectwo wzorcowania, czyli dokument wydany przez upoważnioną jednostkę, zawierający opis procesu wzorcowania oraz wyniki z pomiarów wykonanych podczas wzorcowania. Świadectwo wzorcowania wydaje laboratorium pomiarowe posiadające akredytację otrzymaną na podstawie odrębnych przepisów. [3]

Odrębne przepisy to ustalenia Polskiego Centrum Akredytacyjnego, dotyczące wymagań jakie muszą spełnić laboratoria ubiegające się o uzyskanie akredytacji w dziedzinie wzorcowania przyrządów dozymetrycznych, które zapisane są w wewnętrznych dokumentach PCA. Dokumentem bezpośrednio opisującym system zarządzania wymagany w jednostkach wzorcujących na którym opiera się również PCA, jest Polska Norma PN-EN ISO/IEC 17025:2005 „Ogólne wymagania dotyczące kompetencji laboratoriów badawczych i wzorcujących”.

Norma ta określa elementy, które należy uwzględnić podczas organizacji laboratorium wzorcującego:

- wymagania stawiane pracownikom
- proces współpracy z klientem
- sposób przechowywania wzorcowanych przyrządów
- ciągłe szkolenie pracowników
- ciągły nadzór nad wyposażeniem

Świadectwo wzorcowania jest dokumentem: zakaz powielania,

- przypisanym do jednego przyrządu, którego nazwa i numer seryjny widnieje na pierwszej stronie świadectwa
- ważnym przez 12 lub 24 miesiące od daty jego wystawienia
- zawierającym opis przyrządu, opis jednostki używającej ten przyrząd, informację o metodzie wzorcowania, o wielkości niepewności, o spójności pomiarowej
- ważnym tylko z oryginalną pieczęcią Laboratorium z jego numerem akredytacji
- w zależności od przyrządu i potrzeby klienta na kolejnej stronie świadectwa umieszczone są wyniki wzorcowania cechy liniowości pomiaru mocy dawki przyrządu, jego charakterystyki energetycznej, pomiaru skażeń powierzchniowych lub też pomiaru dawki
- świadectwie jest zawsze sprawdzane przez osobę, która nie wypisywała danego świadectwa.

Świadectwo wzorcowania nie może być powielane.

## Rozdział 2

### POMIARY DAWKI, MOCY DAWKI I SKAŻEŃ PROMIENIOTWÓRCZYCH

#### *Cel pomiarów*

Cel pomiarów dawki i mocy dawki jest ocena tych wielkości w długich okresach czasu (od kilku godzin do kilku miesięcy).

Dawkę i moc dawki mierzy się w miejscu pracy, w pomieszczeniu, na danym terenie. Wykonuje się również pomiary dawek indywidualnych za pomocą dawkomierzy osobistych.

Dawkomierz lub miernik mocy dawki powinien być umieszczony w takim miejscu, żeby wynik pomiaru można było łatwo przełożyć na dawkę obciążającą na całe ciało osoby pracującej w monitorowanym miejscu lub kontrolowanej za pomocą dawkomierza indywidualnego.

Podczas pomiarów dawki, sygnał detektora jest miarą energii przekazanej przez promieniowanie materiałowi detektora, który ma inną gęstość i skład atomowy niż jego otoczenie. Dawka, absorbowana przez detektor jest inna, niż dawka jaką zaabsorbowałby w tym miejscu ośrodek (np. tkanka) po usunięciu detektora.



KAPITAŁ LUDZKI  
NARODOWA STRATEGIA SPÓJNOŚCI



UNIA EUROPEJSKA  
EUROPEJSKI  
FUNDUSZ SPOŁECZNY



W przypadku promieniowania jonizującego pośrednio istotny jest rodzaj i widmo energii cząstek naładowanych, generowanych w materiale przez to promieniowanie.

### *Pomiar dawki pochłoniętej i widma energii promieniowania w polach promieniowania elektromagnetycznego*

Pomiary dawki pochłoniętej i widma energii promieniowania w polach promieniowania elektromagnetycznego można wykonywać, np. za pomocą komór jonizacyjnych.

Komora jonizacyjna to wnęka gazowa, w której wytworzone zostało pole elektryczne. Jeżeli przyjmujemy założenie, że ścianki komory są całkowicie przezroczyste dla promieniowania  $\gamma$ , a wnęka gazowa wypełniona jest powietrzem, wówczas sytuacja we wnętrzu detektora jest identyczna jak w otaczającym go ośrodku.

Jeśli zaniedbamy osłabienie promieniowania, to liczba i widmo elektronów, generowanych w jednostkowej masie powietrza we wnętrzu, będą takie same jak w jej otoczeniu, a energia wnoszona do wnęki przez elektrony przychodzące z zewnątrz będzie dokładnie kompensowana przez energię elektronów generowanych we wnętrzu i wychodzących z niej na zewnątrz. Jeśli rozważania ograniczymy do promieniowania elektromagnetycznego, we wnętrzu zostanie ustalony stan równowagi cząstek naładowanych lub równowagi elektronowej.

W przypadku rozpatrywania modelowej komory jonizacyjnej możemy mieć do czynienia z dużym lub małym detektorem.

W dużym detektorze, elektrody są rozsunięte na tak dużą odległość, że elektrony przychodzące z zewnątrz wnoszą do wnęki znikomo małą energię, w porównaniu z energią elektronów wytwarzanych we wnętrzu. Elektrony wytworzone we wnętrzu tracą swoją energię w jej wnętrzu i w detektorze wytwarza się nowe widmo elektronów, charakterystyczne dla materiału detektora. Modelowy detektor musi być na tyle mały, aby można było przyjąć, że nie powoduje on istotnej zmiany strumienia fotonów. Dawka pochłonięta w „dużym detektorze” jest równa sumie energii wygenerowanych w niej cząstek naładowanych, czyli kermie, a jeśli uwzględnić tylko energię przekazaną ośrodkowi przez cząstki naładowane – kermie zderzeniowej

$$D_g / D_m = (m_{ia} / ro)_g / (m_{ia} / ro)_m$$

$D_g$  – dawka w gazie w dużym detektorze

$D_m$  – dawka w innym ośrodku w tym samym polu

$m_{ia}$  – masowy współczynnik pochłaniania promieniowania

$ro$  – gęstość detektora lub ośrodka

W praktyce nie można zaniedbać wpływu ścianek detektora lub otaczającego detektor ośrodka, który jest przyczyną braku równowagi elektronowej (część elektronów jonizujących gaz generowana jest we wnętrzu detektora, a część w jego ściankach) oraz problemów przy interpretacji pomiaru i wyznaczaniu wielkości dozymetrycznych.

Z tych względów, wykorzystuje się najczęściej „małe detektory” lub „detektory homogeniczne”.

W małym detektorze elektrony generowane w ściance detektora mogą dotrzeć do wnęki gazowej tylko wtedy, gdy odległość jaką mają do przebycia jest mniejsza od ich zasięgu. Analogiczny wniosek można sformułować dla dowolnego punktu w ośrodku, niezależnie od tego, czy jest tam wnęka gazowa, czy jej nie ma. W otoczeniu danego punktu w ośrodku zawsze dochodzi do ustalenia się równowagi elektronowej, jeśli ośrodek ten jest jednorodny we wszystkich kierunkach od rozpatrywanego punktu, w odległości co najmniej równej maksymalnemu zasięgowi elektronów (zaniedbujemy osłabienie promieniowania  $\gamma$  w ośrodku).

Jeśli do ośrodka, w którym ustaliła się równowaga elektronowa, wprowadzimy niewielką wnękę gazową o wymiarach znacznie mniejszych od zasięgu elektronów, to możemy uzyskać detektor, który nie zaburza równowagi elektronowej. W obrębie takiego detektora widmo elektronowe nie ulega zmianie, acala jonizacja we wnętrzu wywołana jest przez elektrony, które powstały w otoczeniu detektora. Elektrony wygenerowane przez fotony w obrębie wnęki mają zaniedbywalny udział w całkowitej dawce pochłoniętej we wnętrzu.

Zgodnie z prawem Bragga-Graya

$$D_g / D_m = (m_{ia} / ro)_g / (m_{ia} / ro)_m$$





Dg – dawka w gazie w małym detektorze

Dm – dawka w innym ośrodku w tym samym polu

S – zdolność hamowania elektronów

$\rho$  – gęstość detektora lub ośrodka

W teorii Spencera-Attixa uwzględniono fakt istnienia wysokoenergetycznych elektronów  $\delta$ , a zatem zdolności hamowania zastąpiono ograniczonym LET.

Odcięcie energetyczne  $\Delta$  dobrane jest w ten sposób, że elektrony o tej energii mają zasięg równy rozmiarom wnęki detektora. [4]

Jeśli małą komorę jonizacyjną umieścimy w fantomie wodnym i wykonamy pomiary w różnych odległościach od ściany fantomu (na różnych głębokościach w wodzie), to na początku sygnał komory będzie narastał, aż do osiągnięcia wartości maksymalnej, a dalej będzie malał wykładniczo, wskutek osłabienia padającego promieniowania  $\gamma$ . Zjawisko to nazywamy „narostem dawki”.

Przy małych odległościach od ściany fantomu, do wnęki komory docierają elektrony z powietrza, których jest znacznie mniej, niż generowanych w wodzie. Na głębokości, odpowiadającej maksymalnemu zasięgowi elektronów generowanych w wodzie, ustala się równowaga elektronowa i dalej sygnał maleje zgodnie ze współczynnikiem osłabienia promieniowania w wodzie.

W warunkach równowagi elektronowej dawka pochłonięta jest równa kermie w danym ośrodku. Po uwzględnieniu osłabienia promieniowania  $\gamma$ , to pełne osiągnięcie równowagi elektronowej staje się niemożliwe, gdyż elektronów za wnęką jest mniej niż przed wnęką i nie dochodzi do pełnej kompensacji energii w samej wnęcie. Osiąga się natomiast stan quasi równowagi elektronowej, w którym dawka jest proporcjonalna do kermi zderzeniowej

Wyniki pomiarów w polach o dużej energii będą prawidłowe gdy komora jonizacyjna będzie mieć ściankę o minimalnej grubości równej maksymalnemu zasięgowi elektronów generowanych w danym polu promieniowania. Zbyt gruba ścianka powodowałaby nadmierne osłabienie promieniowania w polach o niskiej energii. Dlatego wiele komór jonizacyjnych ma nakładki, z materiału równoważnego materiałowi ścianki, co umożliwia dopasowanie grubości ścianki do warunków pomiaru. [4]

Należy pamiętać, że pojęcia „dużego” i „małego” detektora zależą od energii promieniowania. Detektor, który jest „duży” dla niskiej energii promieniowania może stać się detektorem „małym” dla promieniowania o dużo wyższej energii.

Zmniejszanie objętości komory można uzyskać poprzez wykorzystanie detektorów homogenicznych, w których ścianki i gaz mają taki sam skład atomowy

Zgodnie z twierdzeniem Fano, jeśli ośrodek materialny napromieniany jest jednorodnym strumieniem promieniowania pierwotnego, to widmo elektronów wtórnych, generowanych w tym ośrodku jest:

jednorodne,

nie zależy od gęstości ośrodka,

nie zależy od zmian gęstości ośrodka.

W rzeczywistości spełnienie warunków twierdzenia Fano nie wymaga restrykcyjnego dopasowania składu atomowego komory do składu ośrodka. Promieniowanie  $\gamma$  czy X oddziałuje podobnie wieloma atomami o zbliżonych wartościach Z i np. zastąpienie tlenu przez węgiel umożliwia uzyskanie materiałów równoważnych dozymetrycznie powietrzu, wodzie i tkance, ale o konsystencji ciała stałego.

### 2.3. Pomiar mocy dawki

Wartość mocy dawki mierzonej za pomocą przyrządu dozymetrycznego jest iloczynem współczynnika wzorcowania przyrządu w warunkach odniesienia, podanego w świadectwie wzorcowania i wskazania przyrządu w danym punkcie pomiarowym po odjęciu biegu własnego przyrządu.

Podczas pomiaru mocy dawki komorą jonizacyjną, określając jej wartość należy uwzględnić poprawkę na gęstość powietrza.

W bilansie niepewności pomiaru dawki i mocy dawki należy uwzględnić niepewność położenia detektora, niepewność odczytu wielkości mierzonej oraz niepewność współczynnika wzorcowania. Niepewność całkowitą określa się jako pierwiastek kwadratowy z sumy kwadratów niepewności składowych.

#### 2.4. Wzorcowanie przyrządów do pomiaru dawki i mocy dawki

Wzorcowania dokonuje się we wzorcowych wiązках promieniowania gamma lub X o parametrach zgodnych z:

- PN-ISO 4037-1:2002 „Wzorcowe promieniowanie rentgenowskie i gamma do kalibracji dawkomierzy i mierników mocy dawki oraz do określania ich charakterystyk energetycznych - Część 1: Charakterystyki promieniowania oraz metody jego wytwarzania”
- PN-ISO 4037-2:2002 „Wzorcowe promieniowanie rentgenowskie i gamma do kalibracji dawkomierzy i mierników mocy dawki oraz do określania ich charakterystyk energetycznych - Część 2: Dozymetria w ochronie przed promieniowaniem w zakresie energii od 8 keV do 1,3 MeV oraz od 4 MeV do 9 MeV”
  - PN-ISO 4037-3:2004 „Wzorcowe promieniowanie rentgenowskie i gamma do kalibracji dawkomierzy i mierników mocy dawki oraz do określania ich charakterystyk energetycznych - Część 3: Wzorcowanie dawkomierzy otoczenia i dawkomierzy indywidualnych oraz określanie ich charakterystyk energetycznych i kierunkowych”
- PN-ISO 4037-4:2007 „Wzorcowe promieniowanie rentgenowskie i gamma do kalibracji dawkomierzy i mierników mocy dawki oraz do określania ich charakterystyk energetycznych - Część 4: Wzorcowanie dawkomierzy otoczenia i dawkomierzy indywidualnych we wzorcowych polach promieniowania rentgenowskiego niskiej energii”.

Jako źródła wzorcowe promieniowania gamma stosuje się najczęściej  $^{60}\text{Co}$  (energia 1250 keV),  $^{137}\text{Cs}$  (energia 662 keV),  $^{241}\text{Am}$  (energia 59,5 keV). Wybór źródła zależy od konstrukcji przyrządu i jego charakterystyki energetycznej.

Jako źródła wzorcowe promieniowania X wykorzystuje się lampy rentgenowskie z zestawem przesłon, umożliwiających uzyskiwanie promieniowania X w szerokim zakresie energetycznym.

Celem wzorcowania jest wyznaczenie bezwymiarowego współczynnika kalibracyjnego, będącego ilorazem wartości wzorcowej i wartości mierzonej. Współczynnik ten jest bezpośrednio wykorzystywany przez użytkownika. Podczas pomiaru mocy dawki należy odczytaną wielkość pomnożyć przez współczynnik kalibracyjny, aby uzyskać wartość prawdziwą.

Pomiaru dawki dokonuje się naświetlając badany przyrząd wzorcową wartością dawki, którą otrzymuje się mnożąc znaną wartość mocy dawki w ustalonym punkcie pomiarowym przez zadany czas naświetlania.

Warunki środowiskowe, ogólne warunki pomiarowe takie jak stabilność wiązki wzorcowej, niezawodność metody pomiarowej oraz inne czynniki wpływające, muszą być tak ustalone aby nie miały wpływu na wynik wzorcowania.

Pomiar dawki wykonuje się również podczas indywidualnego monitoringu narażenia, za pomocą dawkomierza w postaci kasety z test-filmem lub detektorami TLD, który jest umieszczany na piersi pracownika. Zagadnienie to zostało dokładniej omówione w rozdziale 5.

#### 2.5. Pomiary skażeń promieniotwórczych

Skażeniem promieniotwórczym nazywamy niezamierzone zanieczyszczenie substancjami promieniotwórczymi terenu, wody, powietrza, różnego rodzaju powierzchni lub ciała człowieka. Sposób pomiaru skażeń zależy od badanego obiektu oraz rodzaju promieniowania emitowanego przez substancje promieniotwórcze.

Pomiar skażeń powierzchni polega na określeniu aktywności powierzchniowej nuklidu promieniotwórczego, czyli średniej liczby samoistnych przemian jądrowych z danego stanu energetycznego, dokonujących się w danej ilości nuklidu w przedziale czasowym  $dt$ , podzielonej przez ten przedział oraz przez powierzchnię.

Samoistna przemiana jądrowa to zmiana nuklidu lub przejście izomeryczne. Jednostką aktywności powierzchniowej jest  $\text{Bq}/\text{cm}^2$ . W niektórych przyrządach jako jednostka stosowana jest  $\text{cps}$  (counts per second) czyli ilość zliczeń na sekundę.

Detektor używany do pomiaru skażeń powierzchni musi mieć dużą powierzchnię, a pomiar odbywa się poprzez zbliżenie detektora do badanej powierzchni.

Włączony przyrząd należy najpierw ustawić w takiej odległości od badanej powierzchni, aby nie rejestrował żadnych skażeń, a następnie powoli go przybliżyć. Pozwoli to na uniknięcie sytuacji, w której po uruchomieniu detektora w bliskiej odległości od badanej powierzchni do detektora będzie docierała zbyt duża ilość cząstek.

W przypadku gdy mierzony obiekt znajduje się w pobliżu źródeł promieniotwórczych, zewnętrznych powierzchni pojemników z substancjami promieniotwórczymi, obudów źródeł promieniotwórczych, pomiar nie może być wykonany bezpośrednio za pomocą detektora umieszczonego w pobliżu skażonej powierzchni, ponieważ aktywność substancji promieniotwórczej znajdującej się w sąsiedztwie lub z drugiej strony badanej powierzchni powoduje zawyżenie wyniku pomiaru. W takiej sytuacji należy pobrać próbkę w postaci wymazu z badanej powierzchni i poddać ją odpowiedniej procedurze pomiarowej.

Wzorcowanie przyrządów do pomiarów skażeń powierzchni wykonuje się za pomocą wzorcowych źródeł powierzchniowych, posiadających certyfikat wydawany przez producenta, określający aktywność powierzchniową wyrażoną w Bq/cm<sup>2</sup>.

Proces wzorcowania polega na umieszczeniu sondy przyrządu lub samego przyrządu nad źródłem powierzchniowym i odczytaniu wartości wskazanej przez przyrząd. Wartość odczytana porównywana jest z wartością wzorcową podaną w certyfikacie źródła. Na tej podstawie określany jest współczynnik kalibracyjny wykorzystywany przez użytkownika. Jako źródła wzorcowe wykorzystuje się najczęściej <sup>241</sup>Am (promieniotwórczość α) lub <sup>14</sup>C, <sup>90</sup>Sr (promieniotwórczość β).

W podobny sposób mierzy się skażenia znajdujące się na powierzchni ciała człowieka mierzymy podobnie jak skażenia innych powierzchni. Inną kategorią pomiarów są pomiary skażeń wewnętrznych, które zostały omówione w rozdziale 6 oraz skażeń środowiska (rozdział 7).

### 2.6. Przykładowe przyrządy do pomiarów dawki, mocy dawki oraz skażeń

RKP-1-2 – pomiar skażeń powierzchni roboczych nuklidami beta i gama promieniotwórczymi oraz pomiar mocy dawki promieniowania gamma;

VAJ-15 / Robotron – dawka, moc dawki;

EKO C – dawka, moc dawki i skażenia powierzchniowe;

DP-66 – wykrywanie i ilościowe oznaczanie stopnia skażenia różnych powierzchni emiterami beta promieniotwórczymi oraz do wykrywania i pomiaru mocy dawki promieniowania gamma;

FH 40 G-10.

RUST-3 – równoważnik dawki i moc równoważnika dawki promieniowania gamma i X; wykrywanie i pomiar skażeń powierzchni nuklidami alfa, beta, gamma – promieniotwórczymi (w zależności od zastosowanej sondy);

sonda scyntylicyjna SSA-1P - pomiar skażeń powierzchni substancjami α - promieniotwórczymi.

### 2.7. Spektrometria promieniowania

Do identyfikacji radionuklidów w skażonych próbkach wykorzystuje się najczęściej metody spektrometryczne, które umożliwiają rejestrację widma energii promieniowania w postaci funkcji liczby zarejestrowanych cząstek od energii tych cząstek. Wykorzystuje się w tym celu detektory scyntylicyjne lub półprzewodnikowe.

Jako detektory scyntylicyjne stosuje się najczęściej kryształy NaI lub CsI, lub ciekłe scyntylatory.

Padające na scyntylator promieniowanie γ, o energii  $h\nu_0$  może wygenerować elektron wtórny poprzez efekt fotoelektryczny, rozproszenie komptonowskie lub generację par elektron-pozyton. Z punktu widzenia pomiarów spektrometrycznych jedynym pożądanym oddziaływaniem jest efekt fotoelektryczny, wówczas energia jaką uzyskuje elektron jest równa całkowitej energii promieniowania gamma, pomniejszonej o energię wiązania elektronu na orbicie. Elektrony te tworzą w rejestrowanym widmie tzw pik całkowitej energii. Liczba zliczeń w pikie jest proporcjonalna do liczby fotonów o danej energii, padających na scyntylator.

Przy rozproszeniu komptonowskim foton zachowuje część swojej energii. Suma energii rozproszonego fotonu i elektronu komptonowskiego musi być równa  $h\nu_0$ , więc elektron komptonowski ma określoną energię maksymalną:

$$T_{\max} = h\nu_0 \frac{2\alpha}{1+2\alpha} \text{ gdzie } \alpha = \frac{h\nu_0}{m_e c^2}$$



Wartość energii  $T_{\max}$  odpowiada krawędź comptonowskiej.

W widmie energetycznym promieniowania gamma mogą pojawić się linie pochodzące od elektronu i pozytonu, generowanych przez konwersję energii fotonu na parę cząstek. Energia unoszona przez elektron pozostaje w scyntylatorze, natomiast pozyton najpierw traci swoją energię kinetyczną, a potem anihiluje, w wyniku czego emitowane są dwa fotony o energii 0,511 keV każdy. Na ogół co najmniej jeden z fotonów opuszcza scyntylator bez oddziaływania.

W scyntylatorze pozostaje energia:

$$H_{ni}'' = ni v_0 - 0,511 \text{ MeV}$$

W rejestrowanym widmie pojawia się tzw. linia pojedynczej ucieczki. Jeśli oba fotony opuściłyby detektor, pozostawiona energia byłaby równa:

$$H_{ni}''' = ni v_0 - 1,022 \text{ MeV}$$

co odpowiada linii podwójnej ucieczki.

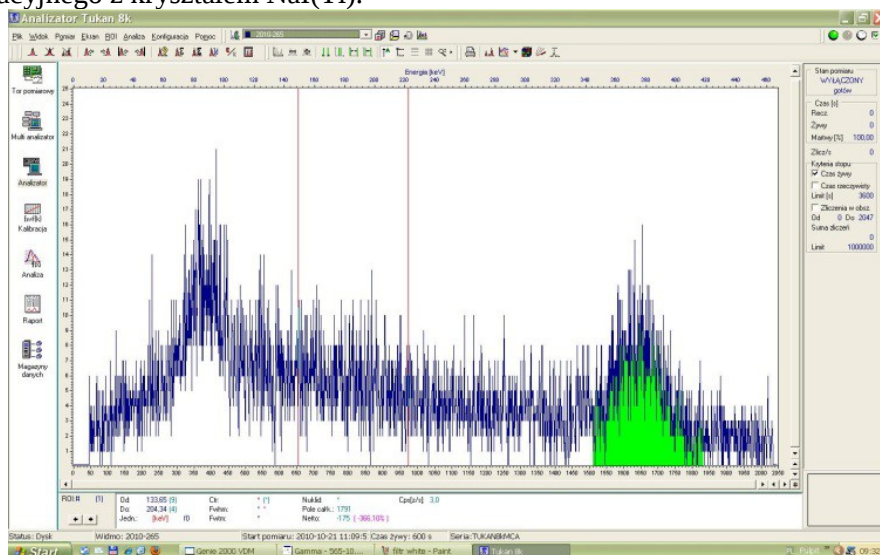
Przed rozpoczęciem pomiarów detektorem spektrometrycznym należy wykonać kalibrację energetyczną i wydajnościową przyrządu pomiarowego. Kalibracja energetyczna umożliwia wyznaczenie zależności energii od numeru kanału analizatora. Natomiast kalibracja wydajnościowa – wyznaczenie zależności pola powierzchni pików energetycznych od mierzonej aktywności promieniowania. Kalibrację wydajnościową wykonuje się dla określonej geometrii pomiarowej i wszystkie pomiary muszą być wykonywane w identycznej geometrii.

Pod pojęciem geometrii pomiarowej należy rozumieć ustawienie mierzonej próbki względem detektora oraz kształt i gęstość tej próbki. Określona geometria pomiarowa ma zapewnić jak największą wydajność pomiaru, jak najmniejszy czas martwy oraz jak największą liczbę zarejestrowanych cząstek. Podczas ustalania geometrii pomiarowej należy pamiętać o tym, że liczba rejestrowanych cząstek maleje z kwadratem odległości detektor-próbka, a wzrasta wraz z wydłużaniem czasu trwania pomiaru.

Dobór odpowiedniej geometrii pomiarowej jest więc kompromisem między zwiększeniem wydajności pomiaru, a zbytnim wydłużeniem czasu martwego.

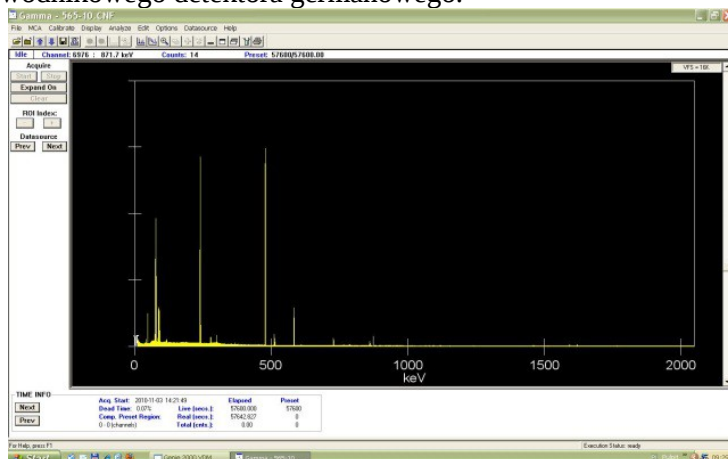
Jeśli wynikiem pomiaru ma być określenie aktywności mierzonej próbki, czas trwania każdego pomiaru musi być identyczny jak czas trwania kalibracji wydajnościowej.

Na rys. 2.1 przedstawiono widmo promieniowania gamma zarejestrowane za pomocą detektora scyntylacyjnego z kryształem NaI(Tl).



Rys. 2.1. Widmo promieniowania gamma emitowanego przez źródło jodu I-131 zarejestrowane za pomocą detektora scyntylacyjnego z kryształem NaI(Tl) z wielokanałowym analizatorem amplitudy Tukan.

Do grupy detektorów półprzewodnikowych zaliczamy detektory germanowe, krzemowe, CdTe oraz HgI<sub>2</sub>. Na rys. 2.2. przedstawiono widmo energii promieniowania gamma zarejestrowane za pomocą półprzewodnikowego detektora germanowego.



Rys. 2.2. Widmo energii promieniowania gamma zarejestrowane za pomocą półprzewodnikowego detektora germanowego z wielokanałowym analizatorem amplitudy Cannberra.

Detektor germanowy w stosunku do detektora scyntylicyjnego NaI(Tl) charakteryzuje się lepszą rozdzielczością (co pozwala na odróżnienie blisko położonych pików energetycznych) oraz gorszą wydajnością. Detektory germanowe są trudniejsze w obsłudze, ponieważ wymagają ciągłego chłodzenia ciekłym azotem.

Pomiary spektrometryczne promieniowania  $\alpha$  wykonuje się za pomocą detektorów półprzewodnikowych z diodami krzemowymi. Wymagają one skomplikowanej preparatyki badanego materiału w celu uzyskania czystości chemicznej, przed wykonaniem pomiaru.

Pomiary spektrometryczne promieniowania  $\beta$  wykonuje się za pomocą liczników scyntylicyjnych. Podobnie jak w przypadku spektrometrii  $\alpha$  przed pomiarem należy wykonać odpowiednią preparatykę badanego materiału. Następnie próbka ciekła jest mieszana ze scyntylatorem (materiał na bazie toluenu) w odpowiednio dobranych proporcjach. Promieniowanie emitowane z próbki powoduje scyntyllację w materiale scyntyлятора, a powstałe impulsy są rejestrowane i po określeniu ich energii tworzone jest widmo promieniowania.

### 2.8. Detekcja neutronów

Metody detekcji neutronów zależą od widma energetycznego detekowanych neutronów. Nie istnieje jeden detektor, który umożliwi detekcję neutronów w całym widmie energetycznym. Jako detektory neutronów stosuje się liczniki proporcjonalne wypełnione BF<sub>3</sub> lub helem <sup>3</sup>He, lub z pokryciem borem (np. węglikiem boru B<sub>4</sub>C); liczniki proporcjonalne wypełnione wodorem H; detektory scyntylicyjne oparte na litie: LiI(Eu); ZnS(Ag); detektory rozszczepień; detektory aktywacyjne.

## Rozdział 3

### METODYKA PROWADZENIA POMIARÓW

#### 3.1. Definicje i pojęcia

Efektywny zakres pomiarowy – zakres wartości, w którym parametry miernika lub monitora spełniają wymagania normy. Dla układów skalowanych liniowo, efektywny zakres pomiarowy powinien mieścić się między 10 % i 100 % każdego zakresu. Dla układów skalowanych logarymicznie efektywny zakres pomiarowy powinien rozpoczynać się poniżej 1/3 najmniej znaczącej dekady i sięgać końca skali. Dla układów o skali cyfrowej zakres pomiarowy powinien rozpoczynać się od początku drugiej mniej znaczącej cyfry i sięgać końca skali. [5]



Czas odpowiedzi – czas, po którym, po skokowej zmianie wartości mierzonej, sygnał wyjściowy osiągnie daną wartość procentową (najczęściej 90 %) jego wartości końcowej. Dla całujących zespołów pomiarowych czas odpowiedzi to 90 % równoważnej wartości pierwszej pochodnej lub nachylenia wskazania.

Błąd wskazania – różnica między wartością wskazaną mierzonej wielkości, a umowną wartością rzeczywistą tej wielkości.

Względny błąd wskazania - iloraz błędu wskazania wielkości mierzonej i umownej wartości rzeczywistej do tej wielkości. Może on być wyrażony w charakterze wielkości procentowej gdzie  $v$  jest wartością wskazaną wielkości, a  $v_c$  jest umowną wartością rzeczywistą w punkcie pomiaru.

Względny błąd własny – względny błąd wskazania zespołu w odniesieniu do wielkości, gdy jest on poddany działaniu określonego promieniowania wzorcowego w określonych warunkach odniesienia.

Minimalna wykrywalna aktywność (MDA Minimum Detectable Activity, próg wykrywalności) – minimalna aktywność radionuklidu znajdującego się w próbce, która może być zarejestrowana przez układ pomiarowy. MDA można zredukować wykorzystując do pomiaru próbki o większej objętości, - redukując tło, wydłużając czas zliczania (wykonywania pomiaru), stosując układ pomiarowego o lepszej wydajności detekcji.

Limit detekcji (LLD, Lower Limit of Detection) – najmniejsza aktywność, która spowoduje odpowiedź układu pomiarowego. LLD jest przybliżeniem zdolności detekcji układu pomiarowego i zależy od parametrów urządzenia oraz całkowitej liczby zliczeń pochodzącej od tła.

Minimalna rejestrowana liczba zliczeń (MDC, Minimum Detectable Counts) – liczba zliczeń, która z prawdopodobieństwem  $x$ , wskazuje na istnienie substancji aktywnej w próbce a wartość  $(1-x)$  odpowiada prawdopodobieństwu błędnego stwierdzenia obecności takiej substancji (np. prawdopodobieństwo określenia aktywności wynosi 90 %, prawdopodobieństwo błędnego określenia aktywności wynosi 10 % co oznacza, że poziom ufności wynosi 90 %). MDC może być wyrażona w postaci:

$$MDC = 2m \text{ PIERWIASTEK}(R_s / t_s + R_b / t_b)$$

$R_s$  – liczba zliczeń pochodzących od próbki,

$R_b$  – liczba zliczeń pochodzących od tła,

$t_b$  – czas pomiaru tła,

$t_s$  – czas pomiaru próbki,

$m$  – stała zależna od poziomu ufności

### *Zasady wykonywania pomiarów*

Celem każdego pomiaru jest określenie wartości mierzonej wielkości w taki sposób, aby uzyskany wynik był jak najbliższy jej wartości rzeczywistej. Osoba wykonująca pomiar powinna postępować zgodnie z procedurą pomiarową określonej dla stosowanej metody pomiaru oraz tzw. „dobrą praktyką pomiarową”, opartą na własnym i zaczerpniętym od innych doświadczeniu.

Zastosowany układ pomiarowy powinien być przystosowany do pomiarów mierzonej wielkości, czyli posiadać odpowiednią charakterystykę, punkt pracy, wydajność oraz zakres pomiarowy. Warunki pracy przyrządu (temperatura otoczenia, wilgotność względna, ciśnienie atmosferyczne, napięcie zasilające, częstotliwość i kształt przebiegu napięcia zasilającego, kierunek ustawienia przyrządu) muszą być zgodne z warunkami pracy określonymi przez producenta.

Jeśli wielkość fluktuacji statystycznych wskazań wynikających z przypadkowego charakteru emisji promieniowania jest znaczącą częścią zmian wskazań dozwolonych w badaniu, należy dokonać dostatecznej ilości odczytów w celu upewnienia się, że średnia wartość tych odczytów może być oszacowana z dokładnością wystarczającą do wykazania zgodności z odpowiednimi wymaganiami. W celu zapewnienia statystycznej niezależności odczytów odstęp między takimi odczytami powinien być przynajmniej trzykrotnie dłuższy niż czas odpowiedzi.



## Rozdział 4

## OSŁONY PRZED PROMIENIOWANIEM

W celu ochrony osób pracujących w warunkach narażenia przed oddziaływaniem promieniowania jonizującego stosuje się osłony, których zadaniem jest jego pochłanianie. W zależności od rodzaju promieniowania, stosuje się osłony z różnych materiałów.

## 4.1. Pochłanianie i rozpraszanie promieniowania elektromagnetycznego

Droga, jaką przebywają w danym materiale fotony jest różna i nie można określić do jakiej głębokości dotrą, nawet jeśli mają taką samą energię. Możliwe jest jedynie określenie prawdopodobieństwa, że w danej warstwie materiału dojdzie do oddziaływania fotonu z materią.

Pochłanianie promieniowania elektromagnetycznego dla wiązki monoenergetycznej opisuje poniższy wzór:

$$I = I_0 e^{(-\mu d)}$$

$I$  – natężenie wiązki fotonów, która przeszła przez warstwę materiału;

$I_0$  – początkowe natężenie wiązki przed wejściem do materiału;

$\mu$  – liniowy współczynnik osłabienia, wyrażany najczęściej w  $\text{cm}^{-1}$ ;

$d$  – grubość warstwy materiału (musi być wyrażona w tych samych jednostkach długości co współczynnik  $\mu$ , jeśli  $\mu$  jest w  $\text{cm}^{-1}$ , to  $d$  musi być wyrażone w cm)

Wartość współczynnika osłabienia  $\mu$  zależy od energii promieniowania i od gęstości materiału, przez który przechodzi promieniowanie oraz w mniejszym stopniu od jego rodzaju.

Powyższy wzór można przedstawić także w postaci:

$$I = I_0 e^{(-\mu / \rho \cdot \rho \cdot d)}$$

$\rho$  – gęstość materiału.

$\mu/\rho$  – masowy współczynnik osłabienia,

$\rho d$  – masa powierzchniowa

Wartość  $\mu$  zależy również od energii promieniowania i liczby atomowej  $Z$  materiału. W przybliżeniu: im  $Z$  jest większe tym dany materiał jest mniej przenikliwy dla promieniowania elektromagnetycznego.

Masowy współczynnik osłabienia  $\mu/\rho$  jest sumą masowego współczynnika pochłaniania (absorpcji)  $\mu_a/\rho$  oraz masowego współczynnika rozpraszania  $\mu_s/\rho$ .

$$\mu / \rho = \mu_a / \rho + \mu_s / \rho$$

$\mu_a$  - współczynnik absorpcji obejmujący zjawiska, w których zachodzi konwersja energii padającego fotonu na energię kinetyczną wtórnych cząstek naładowanych;

$\mu_s$  - współczynnik rozpraszania, obejmujący zjawiska, w których foton zostaje usunięty z wiązki wskutek rozproszenia (zmiany kierunku ruchu).

W przypadku substancji złożonej z różnych atomów lub mieszaniny różnych substancji, masowy współczynnik osłabienia jest w przybliżeniu równy sumie ważonej wartości odpowiednich współczynników dla poszczególnych składowych.

Przy opisie detektorów i osłon często podawane są grubości ścianek w  $\text{g}/\text{cm}^2$ . Należy w takich przypadkach przyjąć, że chodzi o iloczyn  $\rho d$ .

Fotony nie ulegają spowolnieniu w materiale ośrodka. Zawsze poruszają się z prędkością światła). Po przejściu przez ośrodek mają jednakową energię jak w momencie dotarcia do ośrodka.

Współczynnik osłabienia maleje wraz ze wzrostem energii promieniowania.

Promieniowanie o wyższej energii jest bardziej przenikliwe.

Jeśli wiązka zawiera fotony o różnych energiach, po przejściu warstwy materiału jej skład ulegnie zmianie – fotony o niższej energii zostaną silniej wycięte z wiązki i średnia energia promieniowania wzrośnie – potocznie mówi się, że promieniowanie stanie się „twardsze”.

4.2. Warstwa półchłonna (warstwa połowicznego osłabienia)  $d_{1/2}$ 

KAPITAŁ LUDZKI  
NARODOWA STRATEGIA SPÓJNOŚCI



UNIA EUROPEJSKA  
EUROPEJSKI  
FUNDUSZ SPOŁECZNY



ang. HVL (*half value layer*)

Warstwa półchlonna to warstwa materiału, która powoduje zmniejszenie intensywności wiązki do połowy pierwotnej wartości. Przy przechodzeniu wiązki monoenergetycznej przez kolejne warstwy materiału o grubości  $d_{1/2}$  jej natężenie będzie spadać o 50% po każdej z nich. W przypadku wiązki zawierającej fotony o różnych energiach warstwę półchlonną wyznacza się zgodnie z podaną definicją.

$$d_{1/2} = \ln 2 / m_i = 0,693 / m_i$$

W tabeli 4.1 podano przykładowe grubości warstwy półchlonnej wody i ołowiu dla różnych energii promieniowania gamma.

Tab. 4.1. Grubość warstwy półchlonnej wody i ołowiu dla różnych energii promieniowania gamma

Energia promieniowania gamma	Grubość warstwy wody [cm] (o gęstości 1,0 g/cm <sup>3</sup> ) dla krotności osłabienia		Grubość warstwy ołowiu [cm] (o gęstości 11,7 g/cm <sup>3</sup> ) dla krotności osłabienia	
	k = 2	k = 100	k = 2	k = 100
20 keV	0,86	5,69	0,0007	0,0047
60 keV	3,37	22,37	0,0122	0,081
100 keV	4,06	26,98	0,011	0,073
150 keV	4,61	30,6	0,0303	0,201
300 keV	5,84	38,83	0,152	1,01
600 keV	7,74	51,42	0,49	3,25
1 MeV	9,8	65,12	0,86	5,71
1,25 MeV	10,96	72,83	1,04	6,91

#### 4.3. Osłabianie promieniowania cząstek naładowanych

Cząstki naładowane to cząstki ciężkie oraz elektron. Oddziałują one na swojej drodze z elektronami atomów ośrodka, przez który przechodzą. W każdym zderzeniu z elektronem cząstka może stracić część swojej energii, nie zmieniając kierunku swojego ruchu, i w ciągły sposób ulega spowolnieniu, aż do pełnego zatrzymania się.

Wszystkie cząstki z równoległej wiązki cząstek monoenergetycznych docierają w danym materiale praktycznie do tej samej głębokości, po czym ulegają zatrzymaniu. Mają więc określony zasięg, czyli graniczną odległość, powyżej której nie mogą penetrować dalszych warstw danego materiału. Zależy ona od rodzaju i energii cząstki oraz właściwości materiału.

Elektrony emitowane ze źródeł promieniowania  $\beta$  charakteryzują się szerokim widmem energii elektronów. Elektrony o niskich energiach są szybko zatrzymywane, w minimalnej odległości od źródła. Pozostałe są natomiast hamowane w stopniu zależnym od swojej energii. Zanik wiązki opisuje równanie:

$$N = N_0 e^{(-\mu_{\beta} d)}$$

$\mu_{\beta}$  – liniowy współczynnik osłabienia dla danego izotopu promieniowania  $\beta$  i danego materiału.

W tabeli 4.2. podano wartości zasięgu w wodzie i w powietrzu dla różnych rodzajów promieniowania.

Tab. 4.2. Zasięg promieniowania w wodzie i w powietrzu

Rodzaj promieniowania	Energia MeV	Zasięg w powietrzu cm	Zasięg w wodzie cm
-----------------------	-------------	-----------------------	--------------------



KAPITAŁ LUDZKI  
NARODOWA STRATEGIA SPÓJNOŚCI



UNIA EUROPEJSKA  
EUROPEJSKI  
FUNDUSZ SPOŁECZNY





elektrony	1	320	0,4
	2	750	0,9
	5	1995	2,5
	10	6065	5,2
promieniowanie $\beta$ $^{60}\text{Co}$ $^{40}\text{K}$	0,306	65	0,08
	1,325	465	0,58
promieniowanie alfa	3	1,57	Poniżej 0,01
	5	3,15	
	8	7,09	

#### 4.4. Rodzaje osłon

Oslony przed promieniowaniem jonizującym stosuje się w dwóch celach – do ochrony osób narażonych oraz do osłonięcia detektorów podczas wykonywania różnego rodzaju pomiarów. W tym drugim przypadku osłony pozwalają zredukować wpływ naturalnego tła promieniowania na wynik badania.

Oslony stosowane w celu ochrony zdrowia pracowników, mają za zadanie obniżenie otrzymywanej dawki. W tym celu stosuje się osłony stałe, czyli wszelkiego typu konstrukcje budowlane i, instalacje, których z racji ich wymiarów nie można przesuwac lub przemieszczać (ściany, mury, wbudowane płyty itp.) lub ruchome, czyli wszelkiego typu pojemniki osłonne, cegły ołowiane itp.

Rodzaj zastosowanej osłony zależy od typu promieniowania, na które narażony jest pracownik.

Promieniowanie gamma i X oddziałuje głównie z elektronami atomów ośrodka, charakteryzuje się niskim liniowym przekazem energii (LET) oraz teoretycznie nieograniczonym zasięgiem. Każdy materiał powoduje osłabienie promieniowania  $\gamma$  i X w stopniu zależnym od jego grubości, przy czym najbardziej efektywne są materiały ciężkie (ołów, zubożony uran, beton, często z dodatkiem ciężkich kruszyw).

Zasięg promieniowania beta w powietrzu wynosi kilka-kilkanaście m. Elektrony o niskich energiach są pochłaniane w lekkich materiałach (aluminium, pleksi), a elektrony o wysokich energiach emitują promieniowanie hamowania (prawdopodobieństwo emisji promieniowania hamowania rośnie wraz z kwadratem liczby atomowej Z).

W przypadku gdy promieniowaniu  $\beta$  towarzyszy promieniowanie  $\gamma$ , najczęściej rezygnuje się ze stosowania oddzielnej osłony przed promieniowaniem  $\beta$ .

Promieniowanie alfa charakteryzuje się wysokim liniowym przekazem energii (LET) i krótkim zasięgiem (kilka do kilkunastu cm w powietrzu). W związku z tym nie stosuje się osłon przed promieniowaniem alfa, a ochrona radiologiczna polega jedynie na właściwym postępowaniu, takim jak zachowywanie odpowiedniej odległości od źródła, użycie manipulatorów, użycie rękawic ochronnych (zasięg w lateksie wynosi ok. 1 mm).

Oslony przed promieniowaniem neutronowym projektuje się w postaci dwuwarstwowej. Pierwsza warstwa materiału o dużej zawartości wodoru (woda, tworzywa sztuczne) ma za zadanie spowolnić neutrony, druga wykonana z materiału o dużym przekroju czynnym na reakcję z neutronami (bor, kadm) wychwycić spowolnione neutrony. Ponieważ promieniowaniu neutronowemu zawsze towarzyszy promieniowanie gamma, potrzebna jest też dodatkowa osłona przed promieniowaniem  $\gamma$ , wyemitowanym w wyniku reakcji neutronów z materiałem osłon.

Oslony przed promieniowaniem stosuje się również w celu osłonięcia detektora (np. podczas pomiaru aktywności) przed innymi źródłami promieniowania. Oprócz mierzonego sygnału, do detektora może docierać promieniowanie naturalne materiałów detektora, promieniowanie naturalne dodatkowej aparatury, promieniowanie naturalne osłon w sąsiedztwie detektora, radionuklidy znajdujące się w powietrzu, pierwotne i wtórne produkty promieniowania kosmicznego.

Do detektora docierają również krótkożyciowe gazy radon  $^{222}\text{Rn}$  i toron  $^{220}\text{Rn}$  znajdujące się w powietrzu. Ich koncentracja zależy od pory dnia i warunków meteorologicznych. W celu osłony detektora stosuje się szczelne obudowy wypełnione gazem nie zawierającym radonu oraz aparaturę umożliwiającą wymianę powietrza w pomieszczeniu pomiarowym.

Spektrometry gamma umieszcza się w specjalnych osłonach ołowianach, urządzenia mierzące niskie poziomy aktywności w podziemnych laboratoriach.

#### 4.5. Przegląd typowych materiałów stosowanych do osłon przed promieniowaniem gamma i X

##### Ołów

- gęstość  $11340 \text{ kg/m}^3$
- izotop promieniotwórczy  $^{210}\text{Pb}$ ,  $T_{1/2} = 20,4$  lat
- zanieczyszczony radiologicznie produktami z opadu atmosferycznego, głównie radionuklidami z szeregu torowego

##### Beton

- gęstość  $2100$  do  $2350 \text{ kg/m}^3$ , w przypadku zastosowania wypełniaczy (hematyt, baryt, stal) – od  $3400$  do  $3500 \text{ kg/m}^3$
- niskie koszty
- zanieczyszczony potasem  $^{40}\text{K}$ , uranem oraz produktami opadu atmosferycznego

##### Stal

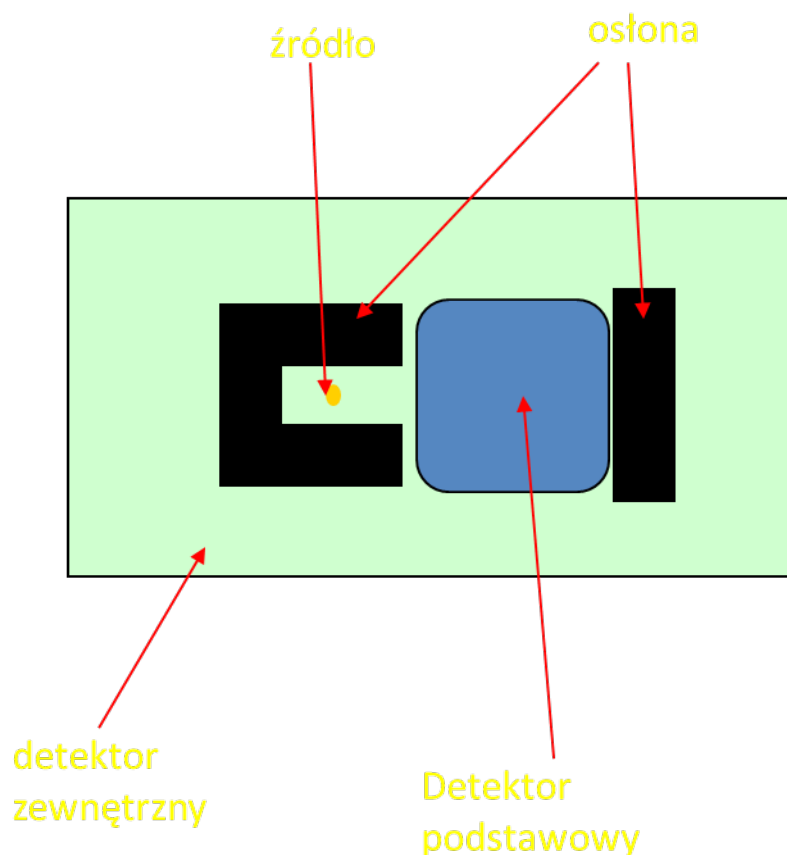
- gęstość  $7900 \text{ kg/m}^3$
- tańsza niż ołów
- większe wymiary osłon
- zanieczyszczenia radioaktywne zależą od roku produkcji (stal wyprodukowana do lat 50-tych jest uznawana za radiologicznie czystą)

##### Wolfram

- $Z = 74$
- gęstość  $19 \text{ g/cm}^3$
- stosowany do budowy niewielkich osłon, np. kolimatorów

Do celów obliczeniowych stosuje się krzywe osłabienia, na podstawie których określa się krotność osłabienia w zależności od grubości osłony wykonanej z określonego materiału.

Sposobem osłony detektora jest również pomiar w układzie antykoincydencji, który przedstawiono na rys. 4.1. Taki układ rejestruje impuls z detektora podstawowego tylko wtedy, gdy nie towarzyszy mu impuls z detektora zewnętrznego.



Rys. 4.1. Zasada pomiaru w układzie antykoincydencji



## Rozdział 5 MONITORING NARAŻENIA ZEWNĘTRZNEGO

### 5.1. Narażenie zewnętrzne i rodzaje monitoringu

Narażenie na promieniowanie określa się proces, w którym organizm ludzki podlega działaniu promieniowania jonizującego. Źródła narażenia są źródła promieniowania (materiały radioaktywne) oraz urządzenia wytwarzające promieniowanie jonizujące (reaktory jądrowe, aparaty rentgenowskie, akceleratory, cyklotrony, itd.).

Narażenie dzieli się narażenie zewnętrzne, gdy źródło promieniowania znajduje się w sąsiedztwie osoby narażonej oraz narażenie wewnętrzne, gdy substancja promieniotwórcza wnika do organizmu człowieka.

W celu oceny wielkości narażenia prowadzi się monitoring narażenia, który zgodnie z definicją podaną w [6] obejmuje pomiar dawki lub skażenia w celach związanych z oceną kontroli narażenia na promieniowanie lub na działanie substancji promieniotwórczych oraz interpretację wyników.

Monitoring personelu obejmuje kontrolę narażenia osób od promieniowania zewnętrznego, skażeń wewnętrznych lub skażeń powierzchni ciała. [7]

Ocena narażenia może być dokonywana na podstawie monitoringu indywidualnego czyli indywidualnych pomiarów narażenia pracownika lub kontroli stanowiska pracy i obliczenia na jej podstawie wielkości narażenia każdego z pracowników.

W zależności od celu i sposobu prowadzenia, monitoring dzielimy na:

- rutynowy
- specjalny
- kontrolny
- związany z określoną czynnością

Monitoring rutynowy umożliwia określenie narażenia w normalnych warunkach pracy, a więc wówczas gdy warunki są ustalone i nie podlegają raptownym zmianom. Pomiarów są wykonywane regularnie za pomocą wcześniej określonych metod.

Monitoring rutynowy pozwala na wykluczenie lub identyfikację narażenia lub skażeń przekraczających wcześniej ustalony poziom. Poziom ten powinien być niższy od określonych w przepisach limitów dawek i optymalizowany zgodnie z zasadą ALARA.

Monitoring specjalny jest prowadzony w sytuacjach nadzwyczajnych, np. w przypadku wprowadzania nowego procesu technologicznego i przy pracach awaryjnych. Obejmuje prace wykonywane w celu ilościowej oceny istotnie dużych dawek, otrzymanych w wyniku zdarzeń nadzwyczajnych lub gdy istnieje podejrzenie, że do takiego zdarzenia mogło dojść.

Monitoring kontrolny wykonuje się w celu sprawdzenia założeń, przyjętych przy ustalaniu programu monitoringu rutynowego.

Monitoring związany z określoną czynnością wykonuje się w przypadku planowania nietypowej czynności lub ograniczonej w czasie działalności.

Program monitoringu powinien być określony na podstawie obowiązujących krajowych i międzynarodowych przepisów dotyczących limitów narażenia, sposobów prowadzenia monitoringu oraz sposobów wykonywania pomiarów dozymetrycznych.

Program monitoringu powinien określać mierzone wielkości, miejsca i czas wykonywania pomiarów, częstotliwość wykonywania pomiarów, metody i procedury pomiarowe, sposoby szacowania niepewności, wymaganą dokładność, poziom odniesienia i zasady postępowania w przypadku ich przekroczenia, a także metody rejestracji wyników, zapewnienia i kontroli jakości.

Jeśli nie oczekuje się znacznych zmian warunków pracy, monitoring rutynowy może być wykonywany jedynie okresowo w celu kontroli przyjętych założeń. Jeśli oczekiwane są powolne i nieznaczące zmiany pola promieniowania należy przeprowadzać okresowe kontrole w stałych miejscach.

Jeśli istnieje prawdopodobieństwo, że pole promieniowania może wzrosnąć szybko i w sposób nieprzewidywalny, co powoduje możliwość kumulacji wysokich równoważników dawki w krótkich

okresach, należy zastosować odpowiedni system ostrzegania, który uruchomi sygnał ostrzegawczy w momencie przekroczenia założonych parametrów.

### 5.2. Monitoring środowiska pracy

Monitoring środowiska pracy pozwala na ocenę warunków radiologicznych w miejscu pracy oraz ocenę narażenia na terenach kontrolowanych i nadzorowanych. Polega na pomiarach mocy dawki w wybranych miejscach. Monitoring taki jest wystarczający do kontroli narażenia pracowników kategorii B i stanowi uzupełnienie kontroli narażenia pracowników kategorii A, np. gdy nie można dokonać oceny na podstawie wskazań dozymetrów indywidualnych.

Monitoring środowiska pracy prowadzi się również w przypadkach prac wykonywanych w warunkach podwyższonego narażenia na promieniowanie naturalne spowodowanego działalnością człowieka (np. załogi samolotów).

Monitoring środowiska pracy pozwala na odpowiednie planowanie pracy (optymalizację), określenie terenów kontrolowanych lub nadzorowanych, wykrywanie zmian poziomów promieniowania, prawidłowe projektowanie pracowni i dobór odpowiednich środków ochronnych, a także potwierdzenie skuteczności stosowanych zabezpieczeń.

Stosowanie metody i częstotliwość wykonywania pomiarów zależą od spodziewanego poziomu przestrzennego równoważnika dawki, koncentracja działalności oraz wielkości potencjalnego narażenia

Monitoring narażenia zewnętrznego poprzez kontrolę środowiska pracy polega na umieszczeniu aktywnych lub pasywnych przyrządów pomiarowych w wybranych miejscach reprezentatywnych dla kontrolowanego obszaru. Pomiar mocy dawki pozwala na oszacowanie efektywnej dawki obciążającej w zależności od czasu przebywania pracownika na monitorowanym terenie.

W przypadku kontroli narażenia wewnętrznego wykonuje się pomiary skażeń powietrza oraz wszystkich potencjalnie skażonych powierzchni - wyciągi, ściany, podłogi, blaty robocze, aparatura i narzędzia, szafy, szuflady, krzesła, zlewy oraz fartuchy laboratoryjne ze szczególnym uwzględnieniem rękawów, mankietów i kieszeni.

Prawidłowy wybór miejsc monitorowanych musi być poprzedzony konsultacjami z personelem, a także zapewniać łatwe określenie lokalizacji miejsc monitorowanych, poprzez m. in. określenie kodów lokalizacji.

Wyniki wszelkich pomiarów wykonanych w ramach monitoringu środowiska należy rejestrować. Zapis wyników pomiarów musi zawierać wynik pomiaru (mSv/hr, cpm or cps) , miejsce jego wykonania, datę wykonania, dane osoby, która wykonała pomiar, dane użytej aparatury (model, numer seryjny), odpowiednie schematy lub szkice, podjęte działania naprawcze.

#### 5.2.2. Aparatura pomiarowa

Aparatura pomiarowa stosowana do monitoringu środowiska pracy powinna pozwalać na określenie przestrzennego równoważnika dawki  $H_p(10)$  oraz kierunkowy równoważnik dawki  $H'(0.07)$ . Powinna charakteryzować się czułość odpowiednia do pomiaru najniższej przewidywanej wartości oraz dokładnością do  $\pm 30\%$ . Odczyt mierzonych wielkości powinien być niezależny od energii i kierunku promieniowania. Dodatkowe funkcje często spotykane w tego typu urządzeniach to obliczanie dawki pochłoniętej oraz pozostałego czasu pracy.

Do monitoringu środowiska pracy stosowane są również detektory pasywne.

Rodzaje urządzeń dozymetrycznych stosowane do monitoringu środowiska pracy:

- Liczniki gazowe
- Detektory scyntylacyjne
- Liczniki proporcjonalne
- Liczniki G-M
- Urządzenia do kontroli pól neutronowych

Aparatura pomiarowa musi być właściwie obsługiwana i konserwowana. Urządzenia dozymetryczne należy chronić przed wilgocią, uszkodzeniami (zwłaszcza detektor oraz przewody i złącza), unikać wystawiania aparatury na ekstremalne warunki i wstrząsy, nie zmieniać sondy przy włączonym urządzeniu, unikać kontaktu detektora z substancjami promieniotwórczymi.

Przed rozpoczęciem pomiarów należy sprawdzić stan przyrządu, sprawdzić czy napięcie zasilania jest prawidłowe oraz czy przyrząd jest wykalibrowany.



### 5.3. Monitoring indywidualny

Monitoring indywidualny musi być prowadzony w przypadku oceny narażenia pracowników kategorii A. Obejmuje on zarówno kontrolę narażenia zewnętrznego jak i wewnętrznego. Stosowane metody monitoringu muszą zapewnić możliwość oszacowania odpowiedniego równoważnika dawki, a także szybkiego odczytu dozymetrów w sytuacji awaryjnej.

Zgodnie z obowiązującymi w Polsce przepisami pracownicy kategorii A podlegają ocenie narażenia prowadzonej na podstawie systematycznych pomiarów dawek indywidualnych, a jeżeli mogą być narażeni na skażenie wewnętrzne mające wpływ na poziom dawki skutecznej dla tej kategorii pracowników, podlegają również pomiarom skażeń wewnętrznych. W przypadku pracowników kategorii B wystarczająca jest ocena narażenia wewnętrznego na podstawie pomiarów środowiska pracy.

Prezes Państwowej Agencji Atomistyki prowadzi centralny rejestr dawek, na podstawie wyników pomiarów i ocen, otrzymywanych od kierownika jednostki organizacyjnej.

Pomiary dawek indywidualnych oraz pomiary służące ocenie dawek od narażenia wewnętrznego są dokonywane przez podmioty posiadające akredytację Polskiego Centrum Akredytacji.

Inspektor ochrony radiologicznej, do czasu dokonania pomiarów dawek indywidualnych oraz pomiarów służących ocenie dawek od narażenia wewnętrznego przez podmiot posiadający akredytację, może dokonać wstępnej operacyjnej oceny dawek indywidualnych otrzymanych przez pracowników wewnętrznych i zewnętrznych wykonujących działalność na terenie kontrolowanym w jednostce organizacyjnej.

W przypadku kontroli narażenia zewnętrznego, monitoring indywidualny obejmuje ocenę narażenia całego ciała, a w sytuacjach, w których najbardziej narażone są określone części ciała, dodatkowy monitoring może obejmować pomiar dawki otrzymanej przez dłonie, oczy, itp.

Pomiary dawki efektywnej wykonuje się za pomocą dozymetrów indywidualnych, a jeśli nie jest to możliwe lub konieczna jest retrospektywna ocena dawki u osób, które nie posiadały dozymetrów, dokonuje się oceny na podstawie monitoringu środowiska pracy, wyników pomiarów innych pracowników lub metod numerycznych.

Podstawowy dozymetr do oceny narażenia całego ciała lub skóry umieszcza się na piersi pracownika, ewentualne dodatkowe na dłoniach (w formie pierścienia lub bransoletki), głowie, kostkach, itd. W przypadku monitorowania narażenia w polach izotropowych zaleca się umieszczenie dodatkowego dozymetru na plecach.

Jeżeli rodzaj wykonywanej pracy wymaga korzystania z fartucha osłonnego, podstawowy dozymetr powinien być umieszczony na piersi pod fartuchem lub na nieosłoniętych częściach ciała. W niektórych przypadkach stosuje się dodatkowo drugi dozymetr, umieszczony na zewnętrznej powierzchni fartucha osłonnego.

Planując monitoring indywidualny należy uwzględnić spodziewaną wielkość narażenia, możliwe fluktuacje wielkości narażenia oraz prawdopodobieństwo potencjalnych ekspozycji. W zależności od tych parametrów należy dobrać rodzaj, częstotliwość i dokładność monitoringu, przy czym częstotliwość odczytów nie może być mniejsza niż raz na kwartał.

Jako dozymetry indywidualne do oceny narażenia zewnętrznego wykorzystuje się dozymetry TLD, filmowe lub elektroniczne z możliwością bezpośredniego odczytu. Te ostatnie służą jako dodatkowe w przypadku konieczności krótkookresowego monitoringu lub do monitoringu osób niezatrudnionych, a przebywających okresowo na terenie kontrolowanym.

Powierzchnia detektory filmowego jest pokryta emulsją z ziarnami halogenków srebra (bromek srebra). Cząsteczki halogenków po zjonizowaniu ulegają przemianie strukturalnej prowadzącej do powstania obrazu utajonego. Po obróbce chemicznej wytrącają się z nich atomy srebra tworząc agregaty kryształków tego metalu (ziarna), które tworzą w przezroczystej żelatynie jawny obraz śladu przechodzącej cząstki. Detektor jest umieszczony w kasecie z filtrami umożliwiającymi rejestrację różnego rodzaju promieniowania. Jako filtry wykorzystuje się materiały o niskim Z, które zatrzymują promieniowanie beta lub folie z kadmem lub gadolinem, które umożliwiają pomiar neutronów termicznych.

Detektory TLD wykonuje się z materiałów termoluminescencyjnych, np.  $\text{CaSO}_4 : \text{Mn}$ ,  $\text{CaF}_2 : \text{Mn}$ ,  $\text{LiF} : \text{Mg}$ . Absorbują one energię promieniowania, a następnie w wyniku podgrzania następuje zjawisko luminescencji, którego intensywność jest proporcjonalna do zaabsorbowanej energii.

Wybierając typ dozymetrów indywidualnych należy pamiętać, że muszą one umożliwić wykonanie niezawodnego pomiaru właściwych wielkości ( $H_p(0.07)$ ,  $H_p(10)$ ) z określoną dokładnością we wszystkich sytuacjach, niezależnie od rodzaju, energii i kierunku napromieniowania. Pod uwagę należy brać również koszt, masę, wymiary i kształt, wytrzymałość mechaniczną, odporność na pył i kurz łatwość obsługi, możliwość różnych zastosowań (pomiar całego ciała, kończyn, itp.), jednoznaczną identyfikację dozymetru, szybki, bezproblemowy i jednoznaczny odczyt, możliwość automatycznej obróbki oraz wiarygodność dostawcy.

Dozymetry filmowe i termoluminescencyjne mogą wykrywać dawkę równoważną na poziomie od 0.1 mSv aż do 10 Sv. Odpowiedź detektorów osobistych jest na ogół liniowa względem dawki, w zakresie dawek rozpatrywanych w ochronie radiologicznej.

Detektory filmowe wykazują silną zależność od energii promieniowania. Kasety do detektorów są więc konstruowane w ten sposób, aby zmniejszyć tę zależność do  $\pm 20\%$ . Detektory TLD z fluorku litu (LiF) są niemal równoważne tkance, więc ich charakterystyka energetyczna jest dostatecznie płaska.

Detektory osobiste muszą mieć na tyle szeroki zakres pomiaru dawki, aby mogły zapewnić jej odczyt zarówno w warunkach normalnej pracy jak i w sytuacji awaryjnej. Typowy zakres rozciąga się do około 10 Sv. Dolny zakres dawki mierzonej przez detektory z bezpośrednim odczytem jest rzędu 50  $\mu$ Sv, natomiast górny rzędu 200 mSv. Elektroniczne dozymetry osobiste mają zakres roboczy w granicach od 0.1 mSv do 10 Sv.

Dozymetr indywidualny musi być dobrany do rodzaju i energii promieniowania, w którego polu będzie stosowany. Podstawowy dozymetr powinien umożliwić ocenę dawki efektywnej przez pomiar  $H_p(10)$ . Taki dozymetr jest wystarczający do monitorowania promieniowania silnieprzenikliwego (fotony, neutrony i elektrony). Do monitorowania promieniowania beta konieczny jest dodatkowo dozymetr rejestrujący  $H_p(0.07)$ .

W tabeli 5.1 zaprezentowano przykładowe wartości energii różnego rodzaju promieniowania fotonowego i beta.

Tab. 5.1. Energia i zastosowanie różnego rodzaju promieniowania

	Źródło
Radiofarmaceutyki	
Przemysłowe beta, badanie grubości	
$^{90}\text{Sr}/^{90}\text{Y}$	
Odpady promieniotwórcze	
Radiologia interwencyjna	
Diagnostyka RTG	
Akceleratory medyczne	
Cykl paliwowy	
Reaktory jądrowe	
Instalacje badawcze	

W przypadku monitoringu promieniowania neutronowego nie istnieje jeden uniwersalny dozymetr do rejestracji pełnego zakresu energetycznego neutronów. Konieczne może być użycie kilku typów

dozymetrów. Dozymetry muszą być wywzorcowane w odpowiednim zakresie energetycznym. Do prawidłowej oceny dawki w polu promieniowania neutronowego konieczne są informacje o jego charakterze. Jako dozymetry indywidualne promieniowania neutronowego stosuje się detektory TLD lub detektory śladowe.

W tabeli 5.2 zaprezentowano przykładowe wartości energii różnego rodzaju promieniowania neutronowego.

Tab. 5.2. Energia promieniowania neutronowego

Pole	termiczne	0.4eV – 5keV	5-50keV	50-100keV	100-300keV	300keV-20MeV
<sup>241</sup> Am-Be	0.00	0.00	0.00	0.00	0.01	0.99
<sup>241</sup> Am-Be w komorze rękawicowej	0.04	0.02	0.01	0.02	0.04	0.87
<sup>252</sup> Cf	0.00	0.01	0.00	0.01	0.04	0.94
EJ Ringhals A PWR	0.11	0.20	0.06	0.08	0.21	0.34
Kaseta paliwowa	0.01	0.01	0.01	0.02	0.15	0.80
BNFL MOX	0.04	0.02	0.01	0.02	0.15	0.80

#### 5.4. Kontrola skażeń

W przypadku gdy istnieje możliwość skażeń, do monitoringu narażenia zewnętrznego wykorzystuje się również aparaturę do pomiarów skażeń powierzchni roboczych, ścian, podłogi oraz do pomiarów skażeń zewnętrznych powierzchni ciała człowieka i ubioru.

#### 5.5. Szacowanie dawki

Wielkość narażenia zewnętrznego pochodzący z dowolnego źródła promieniowania określają następujące parametry:

aktywność źródła promieniowania, A,  
 czas napromieniania, t,  
 rodzaj promieniowania, GAMMA,  
 krotność osłabienia zastosowanych osłon, k,  
 odległość od źródła promieniowania, l.  
 Dawkę efektywną wyznacza się z zależności:

$$D = (A \cdot t \cdot \text{GAMMA}) / (k \cdot l^2)$$

#### 5.6. Rejestracja dawek

Dane dotyczące wielkości narażenia pracowników kategorii A przechowywane w jednostce organizacyjnej i Centralnym Rejestrze Dawek. Okres rejestracyjny obejmuje rok kalendarzowy i może zostać skrócony przez Kierownika Jednostki.

Dane muszą być przechowywane do osiągnięcia przez pracownika 75 lat, ale nie krócej niż 30 lat od ukończenia pracy w warunkach narażenia w danej jednostce organizacyjnej.

Dostęp do danych dotyczących otrzymanych dawek przysługuje:

- dozorowi jądrowemu
- pracodawcy
- pracownikowi
- uprawnionego lekarza (w przypadku kat. A).

## Rozdział 6

## MONITORING NARAŻENIA WEWNĘTRZNEGO

### 6.1. Podstawy monitoringu narażenia wewnętrznego

Monitoring narażenia wewnętrznego jest konieczny w sytuacji, gdy podczas wykonywanej pracy lub w wyniku zdarzenia radiologicznego może dojść do skażenia wewnętrznego. Skażeniem wewnętrznym określa się niepożądaną obecność substancji promieniotwórczej w ciele człowieka.

Za skażenie nie uznaje się więc sytuacji, gdy obecność radionuklidu w ciele człowieka jest zjawiskiem naturalnym lub gdy został on wprowadzony do organizmu celowo i w sposób kontrolowany.

Do radionuklidów naturalnych, które znajdują się w ciele człowieka należą potas  $^{40}\text{K}$  (aktywność 4000-6000 Bq na całe ciało), węgla  $^{14}\text{C}$  (aktywność 3700 Bq na całe ciało), tryt  $^3\text{H}$ , rubid  $^{87}\text{Rb}$ , polon  $^{210}\text{Po}$ , radon  $^{226}\text{Ra}$ .

Średnia aktywność naturalnych izotopów promieniotwórczych zgromadzonych w ciele człowieka wynosi 8000 Bq, natomiast otrzymywana od nich średnia dawka skuteczna – 0,3 mSv rocznie, czyli ok. 8% dawki całkowitej od źródeł naturalnych.

Izotopy promieniotwórcze, które naturalnie nie znajdują się w organizmie człowieka, mogą do niego trafić podczas wykonywania diagnostycznych i terapeutycznych procedur medycznych lub badań naukowych. Taka sytuacja również nie jest określana mianem skażenia wewnętrznego.

Źródłami skażeń wewnętrznych są otwarte źródła promieniowania, odpady promieniotwórcze ze źródeł otwartych, nieszczelne źródła zamknięte, skażenia środowiska ( $^{137}\text{Cs}$ ,  $^{90}\text{Sr}$ ) oraz substancje promieniotwórcze w ciele pacjentów, po zastosowaniu diagnostyki lub terapii z wykorzystaniem źródeł otwartych i zdarzenia radiacyjne, czyli sytuacje awaryjne, związana z zagrożeniem i wymagające podjęcia pilnych działań w celu ochrony pracowników lub ludności.

Na skażenia wewnętrzne narażone są przede wszystkim osoby zawodowo pracujące z otwartymi źródłami promieniowania przy ich produkcji, transporcie, użytkowaniu, przechowywaniu i składowaniu.

Monitoring narażenia wewnętrznego może być prowadzony w oparciu o monitoring środowiska pracy lub środowiska naturalnego, a także monitoring indywidualny prowadzony metodami *in vivo* lub *in vitro*.

Cel monitoringu skażeń wewnętrznych jest identyfikacja narażenia oraz określenie jego wielkości.

Określenie obciążającej dawki efektywnej pochodzącej od skażeń wewnętrznych jest pomiarem pośrednim. Wielkością mierzoną jest aktywność radionuklidów zgromadzonych w ciele człowieka, która jest możliwa do określenia po uprzednim zidentyfikowaniu radionuklidów. Następnie należy określić tzw. scenariusz skażenia, czyli czas i drogę wniknięcia oraz formę chemiczną i fizyczną wnikniętego radionuklidu. Kolejnym krokiem jest dobór odpowiedniego modelu metabolizmu i obliczenie, na jego podstawie, aktywności wnikniętej oraz oszacowanie skutecznej dawki obciążającej.

### 6.2. Metody pomiaru aktywności radionuklidów w ciele człowieka

Aktywność radionuklidów w ciele człowieka mierzy się metodami *in vivo* lub *in vitro*.

Metody *in vivo* polegają na pomiarze aktywności za pomocą detektorów umieszczonych w pobliżu ciała człowieka. Najczęściej stosuje się do tego celu układy spektrometryczne umożliwiające rejestrację widma emitowanej energii. Za pomocą metod *in vivo* mierzy się aktywność radionuklidów zgromadzonych w całym ciele lub pojedynczych narządach. Metody *in vivo* umożliwiają pomiar aktywności promieniowania gamma oraz wysokoenergetycznego promieniowania beta.

Do zalet metod *in vivo* należy zaliczyć możliwość pomiaru aktywności radionuklidów w konkretnym narządzie, krótką procedurę pomiarową, możliwość wykrywania wielu izotopów równocześnie oraz brak próbek biologicznych.

Wady tej techniki to niższa czułość gorsza niż w przypadku metod *in vitro*, ograniczenia rejestracji dla niskich energii oraz promieniowania alfa i beta, konieczność kalibracji za pomocą fantomów oraz wpływ skażeń zewnętrznych na wynik pomiaru.

Do rutynowo wykonywanych pomiarów *in vivo* należą pomiary skażeń całego ciała, tarczycy, płuc oraz kości.

W pomiarach wykonywanych metodami *in vitro*, mierzona jest aktywność w próbkach wydaliny osoby skażonej. Metody te pozwalają na określenia skażenia emiterami dowolnego rodzaju promieniowania.





W większości przypadków wymagają one odpowiedniej preparatyki radiochemicznej próbki, która pozwala na wyizolowanie jednego radionuklidu, którego aktywność można następnie zmierzyć.

### 6.2.1. Przegląd metod *in vivo*

Pomiary skażeń całego ciała wykonuje się za pomocą urządzenia zwanego licznikiem promieniowania całego ciała. Pozwala ono na pomiar aktywności wszystkich emiterów promieniowania gamma znajdujących się w ciele człowieka. Detektor lub zestaw detektorów razem z pacjentem znajdują się w specjalnej kabine osłonnej lub są osłonięci ruchomą osłoną, osłaniającą jedynie detektor i część ciała pacjenta. Drugie z wymienionych rozwiązań stosuje się w tzw. licznikach cieniowych. Na rys. 6.1 zaprezentowano wnętrze kabiny licznika promieniowania całego ciała w Laboratorium Pomiarów Dozymetrycznych NCBJ w Świerku.



Rys. 6.1. Kabina licznika promieniowania całego ciała w Narodowym Centrum Badań Jądrowych

Podczas trwania pomiaru pacjent znajduje się w sąsiedztwie detektora w pozycji leżącej (geometria łóżka) lub siedzącej (geometria krzesła).

Aparatura pomiarowa jest aparaturą spektrometryczną, najczęściej z detektorem germanowym połączonym z wielokanałowym analizatorem amplitudy, i pozwala na zarejestrowanie widma energii promieniowania gamma. Taki zestaw pomiarowy pozwala na identyfikację i wyznaczenie aktywności radionuklidów. Podobnie jak we wszystkich pomiarach spektrometrycznych, przed ich rozpoczęciem należy wykonać kalibrację energetyczną i wydajnościową.

Kalibrację energetyczną wykonuje się za pomocą źródła wzorcowego o znanym składzie izotopowym. Na podstawie zarejestrowanego widma wyznacza się zależność energii od numeru kanału w analizatorze.

Kalibrację wydajnością wykonuje się za pomocą źródła wzorcowego o znanym składzie izotopowym i aktywności, które umieszcza się w fantomie ciała człowieka. Fantom taki jest wykonany z materiału tkankopodobnego pod względem oddziaływania z promieniowaniem jonizującym (absorpcja i pochłanianie) i odwzorowuje kształt ciała człowieka. Podczas pomiarów kalibracyjnych geometria pomiarowa, czyli ustawienie fantomu względem detektora, musi być identyczna jak podczas późniejszych pomiarów skażeń wewnętrznych u ludzi.

Fantomy stosowane w dozymetrii skażeń wewnętrznych można podzielić na antropomorficzne, które przypominają ciało człowieka lub jego fragmenty pod względem kształt oraz antropometryczne, które nie odtwarzają dokładnie kształtu, a jedynie oddziaływanie promieniowania z tkanką.

Istnieje wiele rodzajów fantomów, najczęściej wykonywanych z pojemników z tworzyw sztucznych (BOMAB, Igor). Pojemniki można ustawiać w taki sposób, aby modelować sylwetki człowieka różne pod względem wzrostu i masy.

Licznik Promieniowania Tarczycy jest urządzeniem do pomiaru aktywności jodu zgromadzonego w tarczycy. W tego typu układach stosuje się detektory scyntylacyjne lub półprzewodnikowe, które pozwalają na rejestrację widma energii promieniowania. Podobnie jak w przypadku LPCC przed



rozpoczęciem pomiarów należy wykonać kalibrację energetyczną i wydajnościową. Kalibracja energetyczna jest wykonywana w identyczny sposób jak w przypadku LPCC.

Kalibrację wydajnościową wykonuje się za pomocą źródła wzorcowego umieszczonego w fantomie szyi człowieka. Fantom musi być wykonany z materiału tkankopodobnego, a jego konstrukcja musi pozwalać na umieszczenie źródła wzorcowego w części fantomu symulującej tarczę.

Do kalibracji urządzeń służących do pomiarów skażeń płuc, kości i innych narządów wykorzystuje się odpowiednie fantomy – płuc, kości itp.

Do metod *in vivo* zalicza się również metody specjalne, takie jak:

- pomiary aktywności radionuklidów, które wniknęły do organizmu przez rany skóry – pomiar jest wykonywany za pomocą detektora o dużej powierzchni i umożliwia zlokalizowanie i określenie aktywności pozostałej w obrębie rany;
- pomiary promieniowania hamowania lub cząstek beta  $^{90}\text{Sr}$ ,  $^{90}\text{Y}$ ,  $^{32}\text{P}$ ,  $^{35}\text{S}$ ,  $^{89}\text{Sr}$  za pomocą licznika promieniowania całego ciała pojedynczych narządów z detektorem umieszczonym nad kością o dużej powierzchni;
- szybki monitoring wykonywany za pomocą bramek dozymetrycznych w postaci pionowej matrycy detektorów, metoda pozwala jedynie na identyfikację skażenia wewnętrznego i zewnętrznego, ale nie jego dokładny pomiar;
- pomiar skażeń płuc i ran radionuklidami niskoenergetycznymi za pomocą detektorów krzemowych, układ pomiarowy ma postać kurtki lub kamizelki;
- systemy mobilne w postaci samochodów lub pociągów wyposażonych w zestawy detektorów
- pomiary skażeń promieniowaniem neutronowym, które powodują aktywację narządów i tkanek izotopami  $^{24}\text{Na}$  ( $T_{1/2} = 15$  godz) i  $^{38}\text{Cl}$  ( $T_{1/2} = 37$  min), poziom aktywacji zależy od widma i dawki od promieniowania neutronowego.

Analiza widma promieniowania pozwala na ocenę aktywności każdego z wykrytych radionuklidów. Wyznacza się ją z zależności:

$$A = N \cdot k_y / \epsilon \cdot t$$

Gdzie:

$N$  - liczba zliczeń w piku

$\epsilon$  - wydajność detekcji układu pomiarowego

$t$  - czas pomiaru

$k_y$  - wydajność linii energetycznej

Pomiary skażeń wewnętrznych to pomiaru bardzo niskich poziomów aktywności. Wymagają więc stosowania osłon, które pozwalają zredukować tło naturalne pochodzące od promieniowania kosmicznego, naturalnych radionuklidów w ciele człowieka, powietrzu, materiałach osłon i detektora. Redukcję tła uzyskuje się poprzez stosowanie osłon pomieszczenia pomiarowego, kolimatory osłaniające detektor oraz wykonywanie pomiarów w antykoincydencji.

### 6.2.2. Przegląd metod *in vitro*

Metody *in vitro* to pomiary aktywności emiterów promieniowania alfa, beta lub gamma w próbkach wydaliny lub wymazach. Do pomiarów wykorzystuje się próbki moczu, kału, wydychanego powietrza lub krwi.

Jako próbkę moczu traktuje się dobową zbiórkę moczu (1,2l kobiety; 1,4l mężczyźni) lub dokonuje się oceny aktywności na podstawie pomiarów kreatyniny.

Próbki kału to zbiórka z 3-4 dni.

Próbki powietrza ocenia się po przefiltrowaniu wydychanego powietrza. Pozwalają one ocenić dawki pochodzące od  $^{226}\text{Ra}$  i  $^{228}\text{Ra}$  i Th.

Próbki krwi wykorzystuje się rzadko ze względu na ograniczenia medyczne.

Wymazy nie nadają się do szacowania wielkości wniknięcia. Pozwalają jedynie na identyfikację skażenia i stwierdzenie konieczności monitoringu.

Skażenia wewnętrzne izotopami promieniotwórczymi można ocenić również na podstawie analizy próbek tkanki, zębów i włosów. Są to jednak sytuacje wyjątkowe. Rutynowe pomiary ograniczają się do analizy próbek wydaliny.



Aktywność próbek *in vitro* mierzy się za pomocą spektrometrów promieniowania gamma i alfa, liczników proporcjonalnych oraz liczników ciekłoscyntylacyjnych.

Licznik proporcjonalny to detektor gazowy z licznikiem impulsowym, w którym liczba zliczeń jest proporcjonalna do liczby wpadających cząstek, a amplituda sygnału do energii cząstek.

Kalibrację licznika proporcjonalnego wykonuje się za pomocą zamkniętego monoizotopowego źródła wzorcowego danego radionuklidu.

$$\epsilon = (n_w - n_t) / A_w$$

gdzie:

$n_w$  - częstość zliczeń wzorca [imp/sek],

$n_t$  - częstość zliczeń tła [imp/sek],

$A_w$  - emisja powierzchniowa wzorca [cząstki/sek].

Licznik ciekłoscyntylacyjny to scyntylator organiczny rozpuszczony w rozpuszczalniku. Przed pomiarem miesza się go z badaną próbką ciekłą, a następnie zlicza liczbę scyntylacji zachodzących w scyntylatorze pod wpływem promieniowania. Istotne jest dobranie odpowiednich proporcji scyntylatora i próbki, zbyt mała ilość próbki powoduje małą wydajność, zbyt duża – zmętnienie mieszaniny.

Podczas kalibracji wykonuje się pomiar liczby impulsów dla próbek z roztworem wzorcowym w standardowej proporcji.

Do metod *in vitro* stosowanych w dozymetrii skażeń wewnętrznych zalicza się:

spektrometrię gamma próbek moczu, która umożliwia pomiar skażeń emiterami gamma za pomocą detektora scyntylacyjnego lub germanowego

pomiary skażeń emiterami  $\beta$  poprzez pomiar aktywności w wydalinach za pomocą liczników scyntylacyjnych lub przepływowych; metoda ta pozwala na pomiar aktywności wydzielonych radionuklidów lub całkowitej aktywności radionuklidów betapromieniotwórczych, która pozwala wykryć ponad 90% radioaktywności  $^{51}\text{Cr}$ ,  $^{59}\text{Fe}$ ,  $^{65}\text{Zn}$ ,  $^{90}\text{Sr}$ ,  $^{90}\text{Y}$ ,  $^{95}\text{Zr}$  i  $^{95}\text{Nb}$ , do 50%  $^{60}\text{Co}$  i  $^{103}\text{Ru}$

pomiary skażeń emiterami  $\alpha$  poprzez pomiar aktywności w wydalinach za pomocą liczników proporcjonalnych, ciekłoscyntylacyjnych lub spektrometrów, pojedynczych radionuklidów lub całkowitej aktywności radionuklidów alfa-promieniotwórczych

Pomiary aktywności radionuklidów alfa i betapromieniotwórczych w wydalinach wymagają obróbki radiochemicznej badanej próbki przed wykonaniem pomiaru, w celu np. zwiększenia aktywności właściwej lub wyizolowania pojedynczego radionuklidu.

Skażenia wewnętrzne można ocenić również poprzez pomiar aktywności w wydychanym powietrzu. W tym celu stosuje się urządzenia typu Personal Air Sampler, w postaci pompy z filtrem z głowicą pomiarową umieszczoną blisko twarzy

### 6.2.3. Wyznaczanie dawki obciążającej

Pomiar aktywności radionuklidów w ciele człowieka nie jest wystarczający do oceny wielkości skażenia. Taką ocenę można wykonać wyznaczając efektywną dawkę obciążającą pochodzącą od skażeń wewnętrznych. W tym celu należy zidentyfikować radionuklidy, zmierzyć ich aktywność w chwili wykonywania pomiaru, określić scenariusz wniknięcia, dobrać właściwy model metabolizmu wraz z krzywą retencji, obliczyć aktywność wnikniętą i oszacować efektywną dawkę obciążającą.

Identyfikację radionuklidów wykonuje się na podstawie zarejestrowanego podczas pomiaru spektrometrycznego, widma energii promieniowania. Na podstawie energii widocznych pików energetycznych można stwierdzić jakie radionuklidy znajdują się w ciele człowieka lub badanej próbce.

Określenie scenariuszu wniknięcia polega na stwierdzeniu kiedy i jaką drogą doszło do wniknięcia (oddechową, pokarmową lub przez rany skóry), a także jaka była fizyczna i chemiczna forma radionuklidu w chwili wnikania do organizmu. Jeśli data wniknięcia nie jest dokładnie znana lub jest niemożliwa do określenia, należy przyjąć, że wniknięcie nastąpiło w połowie okresu między kolejnymi pomiarami. Postępowanie takie jest zgodne z zaleceniami Międzynarodowej Agencji Energii Atomowej. Dotyczy ono jednak tylko osób objętych monitoringiem rutynowym, czyli



regularnie kontrolowanych. W przypadku pomiarów incydentalnych, nie ma określonych zasad postępowania w takiej sytuacji.

Kolejnym krokiem jest dobór odpowiedniego modelu metabolizmu. W tym miejscu należy przedstawić kilka pojęć, niezbędnych do rozważań na temat metabolizmu.

Wniknięcie – przedostanie się substancji promieniotwórczych do organizmu z zewnętrznego otoczenia.

Wchłonięcie – przedostanie się nuklidu promieniotwórczego do płynów ustrojowych, umożliwiające wejście nuklidu w procesy metaboliczne komórek.

$$T_{out} = \frac{T_{b1/2} T_{1/2}}{T_{b1/2} + T_{1/2}}$$

Biologiczny okres połowicznego zaniku  $T_{b1/2}$  – czas, po którym, w wyniku procesów biologicznych, z organizmu usunięta zostanie połowa aktywności początkowej, przy wydalaniu w przybliżeniu wykładniczym.

Efektywny czas wchłaniania

$$T_{in} = (T_w * T_{1/2}) / (T_w + T_{1/2})$$

Gdzie  $T_w$  to czas, po którym aktywność izotopu zgromadzonego w organizmie osiągnie 63 % maksymalnej wartości wchłoniętej.

Efektywny czas wydalania

$$T_{out} = (T_{b1/2} * T_{1/2}) / (T_{b1/2} + T_{1/2})$$

W dozymetrii skażeń wewnętrznych stosowane są dwa modele metabolizmu:

model ICRP do określania narażenia osób zawodowo narażonych oraz ogółu ludności

model MIRD (Medical Internal Radiation Dose) do określania narażenia pacjentów leczonych lub diagnozowanych za pomocą radionuklidów wprowadzonych do organizmu.

Model ICRP został opisany w publikacjach ICRP nr 30 (rok wydania: 1979, 1980, 1981, 1988), 54 (1988), 68 (1994), 72 (1996), 78 (1999), 88 (2001), 100 (2005).

Pierwszy model określona dla tzw. człowieka umownego. Jest to osoba rasy kaukaskiej, w wieku 20-30 lat, ważąca 70 kg, mierząca 170 cm, zamieszkująca w strefie klimatycznej o średniej temperaturze 10 - 20°C i prowadząca tryb życia typowy dla Zachodniej Europy lub Północnej Ameryki.

Określona zostały również masa narządów człowieka umownego, dane te przedstawiono w tabeli 6.1.

Tab. 6.1. Masa narządów człowieka umownego (całkowita masa ciała = 70 kg)

	narz.
	jajni
	jądr
	mięś
	czerwony sz
	płuc
	tarcz
	wnętrze ż
	ściana ż
	wnętrze jelita
	ściana jelita

Po wniknięciu do organizmu, część radionuklidu trafia do płynów ustrojowych i bierze udział w procesach metabolicznych organizmu. Ta frakcja radionuklidu to wniknięcie. Radionuklidy są transportowane w organizmie, gromadzone i wydalone w taki sam sposób jak stabilne izotopy tego samego pierwiastka. Narząd, w którym przede wszystkim gromadzi się dany radionuklid, określa się mianem narządu krytycznego. Do narządów krytycznych należą m. in. Mięśnie (gromadzi się w nich



$^{40}\text{K}$ ,  $^{137}\text{Cs}$ ), kości ( $^{90}\text{Sr}$ ,  $^{226}\text{Ra}$ ,  $^{65}\text{Zn}$ ,  $^{90}\text{Y}$ ,  $^{147}\text{Pm}$ ,  $^{140}\text{Ba}$ ,  $^{234}\text{Th}$ ,  $^{32}\text{P}$ ,  $^{14}\text{C}$ ), tarczyca ( $^{131}\text{I}$ ), płuca ( $^{233}\text{U}$ ,  $^{239}\text{Pu}$ ,  $^{85}\text{Kr}$ ), śledziona ( $^{210}\text{Po}$ ), wątroba ( $^{60}\text{Co}$ ), nerki ( $^{106}\text{Ru}$ ), skóra ( $^{35}\text{S}$ ).

ICRP opracowało modele układu oddechowego i pokarmowego, które pozwalają na określenie transportu radionuklidów pomiędzy tkankami i narządami, i umożliwiają określenie dawek równoważnych.

W modelu dróg oddechowych ICRP, zostały one podzielone na pięć obszarów:

- przednie drogi nosowe (*ET1*)
- tylne drogi nosowe i ustne, gardło i krtąń (*ET2*)
- oskrzela (*BB*)
- oskrzeliki (*bb*)
- pęcherzyki płucne (*AI*)

Tkanka limfatyczna została połączona z nosowymi i piersiowymi drogami oddechowymi (odpowiednio  $LN_{ET}$  i  $LN_{TH}$ ). Wielkość poszczególnych obszarów została określona dla różnych grup wiekowych.

W modelu układu oddechowego przyjęto następujące założenia:

- Depozycja aerozoli została określona w każdym z obszarów oszacowana przy założeniu wielkości cząstki od 0,6 nm do 100  $\mu\text{m}$ .
- W obszarach *ET* wydajność depozycji zależy od wymiarów cząstki aerozolu i przepływu powietrza oraz wymiarów anatomicznych, zależnych od wieku, płci, grupy etnicznej itp.
- Dla piersiowego odcinka dróg oddechowych, model teoretyczny pozwala na wyznaczenie depozycji w każdym z obszarów (*BB*, *bb* i *AI*) i ilościowe określenie wpływu indywidualnego rozmiaru płuc i częstości oddechu.
- Parametry depozycji są podawane dla czterech poziomów odniesienia aktywności: sen, odpoczynek, lekki wysiłek, ciężki wysiłek.
- Przyjęto średnią aerodynamiczną średnicę cząstki  $AMAD = 5 \mu\text{m}$ .
- Substancje zdeponowane w *ET1* są usuwane przez działania zewnętrzne, np. wydmuchiwanie nosa. W innych obszarach wydalanie następuje na zasadzie konkurencji z poruszaniem się cząsteczek w kierunku drogi pokarmowej i węzłów chłonnych oraz absorpcji do krwi.
- Absorpcja do krwi zależy od chemicznej i fizycznej formy substancji radioaktywnej. Przyjmuje się taką samą wartość we wszystkich obszarach drogi oddechowej oprócz *ET1*, gdzie absorpcja nie występuje.
- Dla radionuklidów, które mają formę cząstek stałych, zakłada się, że deponowanie w układzie oddechowym zależy od wymiarów cząsteczek aerozoli. Inaczej wygląda sytuacja w przypadku radionuklidów w postaci gazów i par, których zachowanie i zależy od składu chemicznego radionuklidu.

Dla potrzeb tego modelu gazy i pary zostały podzielone na trzy klasy:

- SR-1 (rozpuszczalne i reagujące) – wchłonięcie do układu krążenia może być mniejsze niż 100 % wdychanej aktywności.
- SR-2 (dobrze rozpuszczalne i reagujące) – następuje całkowite i natychmiastowe wchłonięcie wdychanej aktywności.
- SR-3 (nierozpuszczalne i niereagujące) – do oceny narażenia brane jest pod uwagę tylko zewnętrzne napromienienie od zanurzenia w chmurze gazu i wewnętrzne napromienienie od gazu wewnątrz układu oddechowego.

Układ pokarmowy w modelu ICRP został podzielony na pięć części:

- jama ustna, gardło i przełyk
- żołądek
- jelito cienkie
- górna część jelita grubego
- dolną część jelita grubego

Substancja promieniotwórcza wnika do jamy ustnej lub przełyku, a następnie jest transportowana przez jamę ustną, przełyk, żołądek, jelito cienkie i okrężnicę.

Depozycja następuje na lub między zębami, błonie śluzowej jamy ustnej, ścianach żołądka oraz jelita. Radionuklid jest absorbowany do krwi z błony śluzowej jamy ustnej, ścian żołądka oraz jelita i



transferowany z narządów wydzielania do elementów układu pokarmowego. Absorpcja radionuklidów do krwi może zachodzić ze wszystkich miejsc układu pokarmowego, za wyjątkiem przełyku.

Przyjmuje się dwie składowe – szybką i wolną, ze względu na możliwość pozostawiania resztkowej aktywności po przełknięciu. Powolna składowa charakteryzuje się czasem przejścia 30–45 sekund.

Wartości współczynników przejścia przez przewód pokarmowy zależą od wieku, płci oraz postaci substancji dostającej się do przewodu pokarmowego.

Tkankami docelowymi w układzie pokarmowym są komórki wrażliwe na promieniowanie, położone na głębokości ponad 100  $\mu\text{m}$  w ściankach. Cząstki alfa emitowane z zawartości przewodu pokarmowego nie mogą więc osiągnąć tych komórek, czyli nie wnoszą udziału do dawki pochłoniętej. Modele metabolizmu pozwalają na określenie kierunków transportu radionuklidów w ciele człowieka. Do wyznaczenia aktywności wnikiętej niezbędne są natomiast krzywe retencji, które opisują szybkość wydalania radionuklidów z organizmu.

Przedstawiają one zmianę w czasie aktywności izotopu promieniotwórczego zgromadzonego w rozpatrywanym narządzie (często w narządzie krytycznym), w całym ciele lub w wydalinach.

Dla danego izotopu promieniotwórczego określa się kilka krzywych retencji, w zależności od drogi wnikięcia, a w przypadku wnikięcia drogą oddechową także od szybkości absorpcji z płuc (szybka, umiarkowana lub wolna) oraz wielkości wdychanych cząsteczek (w standardowych obliczeniach średnicę cząsteczek przyjmuje się jako 1 lub 5  $\mu\text{m}$ ).

Na rys 6.2 przedstawiono przykładowe krzywe retencji.

Rys. 6.2. Krzywe retencji. Retencja w całym ciele po wnikięciu drogą oddechową cezu 137, wnikięcie typu F, AMAD = 5  $\mu\text{m}$  (góra) oraz retencja w tarczycy po wnikięciu drogą oddechową jodu 131, wnikięcie typu F, AMAD = 5  $\mu\text{m}$  (dół)[wg 8]

Zidentyfikowanie radionuklidu oraz znajomość scenariusza wnikięcia umożliwia dobór odpowiedniej krzywej retencji i obliczenie, na jej podstawie, aktywności wnikiętej.

Ostatnim krokiem oceny wielkości skażenia jest oszacowanie obciążającej dawki efektywnej.

Modele metabolizmu obrazują przemieszczanie się radionuklidu i umożliwiają obliczenia są aktywności we wszystkich innych kompartmentach. Narząd, w którym doszło do rozpadu nazywany jest *narządem źródłowym*, natomiast narząd, w którym została zdeponowana energia rozpadu *narządem docelowym*. Energia wyemitowana w rozpadzie promieniotwórczym może zostać pochłonięta w tym samym lub innym narządzie. Część energii pochłonięta w rozpatrywanym narządzie będziemy tu nazywać *frakcją pochłoniętą*,  $AF$ . W przypadku emiterów promieniowania  $\alpha$  lub niskoenergetycznego promieniowania  $\beta$ , większość energii jest deponowana w narządzie źródłowym. Przy emisji promieniowania gamma część energii jest absorbowana w narządzie źródłowym a część w innych narządach.

- $AF(T \leftarrow S)$  – część energii promieniowania pochłoniętą w narządzie docelowym  $T$ , jako skutek jednego rozpadu w narządzie źródłowym  $S$ .

Efektywną dawkę obciążającą  $E(50)$  wyznacza się obliczając liczbę rozpadów w każdym z narządów źródłowych,  $S$ , dla okresu 50 lat, a następnie dawkę w narządzie docelowym  $T$ , przypadającą na jeden rozpad w narządzie  $S$ ,  $SEE(T \leftarrow S)$  (ang. *specific effective energy*):

$$SEE(T \leftarrow S) = \sum_R \frac{Y_R E_R w_R AF(T \leftarrow S)_R}{M_T}$$

sumowanie przebiega po wszystkich rodzajach promieniowania  $R$ ,

- $Y_R$  – wydajność promieniowania typu  $R$  na jeden rozpad,
- $E_R$  – energia promieniowania  $R$
- $w_R$  – współczynnik wagowy promieniowania
- $M_T$  – masa narządu  $T$

Dawka równoważna:



$$H_T(50) = \sum_s U_s SEE(T \leftarrow S)$$

Dawka obciążająca:

$$E(50) = \sum_T H_T(50) \cdot w_T$$

Do oszacowania dawki efektywnej na podstawie obliczonej wartości aktywności wnikiętej, wykorzystuje się zależność:

$$E = \sum_n A_n(t_0) \times e_n(g)$$

$e_n(g)$  – współczynnik przeliczeniowy aktywności wnikiętej na dawkę, dla  $n$ -tego izotopu – wielkość tabelaryczna, dostępna np. w Rozporządzeniu Rady Ministrów z dnia 18 stycznia 2005 r. w sprawie dawek granicznych promieniowania jonizującego (Dz. U. z 2005 r. nr 20, poz. 168)

Do szacowania dawki od radionuklidów wprowadzonych do organizmu podczas procedur medycyny nuklearnej stosuje się model MIRD (Medical Internal Radiation Dosimetry). Podstawą modelu jest założenie, że substancja promieniotwórcza znajduje się w jednym lub kilku narządach źródłowych i że jest w tych narządach rozłożona równomiernie. Aktywność substancji w każdym narządzie zmienia się w czasie.

Celem obliczeń jest wyznaczenie dawki pochłoniętej w narządzie docelowym, przy czym narządem docelowym może być również narząd, który jest równocześnie źródłem emitowanego promieniowania. Średnia dawka pochłonięta w narządzie docelowym jest wartością energii promieniowania, zdeponowaną w narządzie docelowym a pochodzącą z narządu źródłowego, podzieloną przez masę narządu docelowego. Średnia energia emitowana w jednym rozpadzie,  $\Delta$ , zależy od radionuklidu i jego ścieżek rozpadu. Jednostką  $\Delta$  jest GykgBq<sup>-1</sup>s<sup>-1</sup> lub MeV. Dawka na jeden rozpad (uśredniona po wszystkich kanałach rozpadu) jest oznaczana symbolem  $S$ . Wartości  $S$  zostały określone dla wszystkich radionuklidów używanych w medycynie nuklearnej, dla różnych narządów źródłowych i docelowych.

Całkowita dawka pochłonięta w narządzie docelowym, pochodząca od danego narządu źródłowego

$$D(T \leftarrow S) = \tilde{A} \times S(T \leftarrow S) \quad \tilde{A} = \int_0^{\infty} A(t) dt$$

Jeżeli narząd bardzo szybko wchłania radioizotop i nie ma usuwania biologicznego, aktywność radionuklidu w czasie  $A(t)$  zmienia się tylko na skutek rozpadu promieniotwórczego:

$$\tilde{A} = \int_0^{\infty} A_0 e^{-\frac{0,693t}{T_{1/2}}} dt = 1,44 \cdot T_{1/2} A_0$$

gdzie  $A_0$  jest aktywnością mierzoną w chwili początkowej.

Jeżeli narząd bardzo szybko wchłania radioizotop ale usuwa go biologicznie na  $n$  sposobów, przy czym okres półrozpadu dla procesu pierwszego wynosi  $T_1$ , a jego udział w usuwaniu radionuklidu wynosi  $f_1$ , drugiego odpowiednio  $T_2$  i  $f_2$ , a  $n$ -tego  $T_n$  i  $f_n$ . Aktywność radionuklidu w czasie  $A(t)$  zmienia się tylko na skutek rozpadu biologicznego

$$\begin{aligned} \tilde{A} &= A_0 \int_0^{\infty} f_1 e^{-\frac{0,693t}{T_1}} dt + A_0 \int_0^{\infty} f_2 e^{-\frac{0,693t}{T_2}} dt + \dots + A_0 \int_0^{\infty} f_n e^{-\frac{0,693t}{T_n}} dt = \\ &= 1,44 \cdot A_0 \cdot (f_1 T_1 + f_2 T_2 + \dots + f_n T_n) \end{aligned}$$

Jeżeli narząd szybko wchłania radioizotop i usuwa go zarówno przez rozpad fizyczny z okresem półrozpadu  $T_{1/2}$ , jak i w procesie biologicznym, z okresem połowicznego wydalania  $T_{b/2}$  aktywność skumulowana wyniesie:



$$\tilde{A} = 1,44 \cdot T_e \cdot A_0 \qquad T_e = \frac{T_{b1/2} \cdot T_{1/2}}{T_{b1/2} + T_{1/2}}$$

Jeśli narząd wchłania preparat wolno, aktywność radionuklidu zmniejsza się zgodnie ze wzorem:

$$A(t) = A_0 \left( 1 - e^{-\frac{0,639t}{T_w}} \right)$$

$$\bar{A} = 1,44 \cdot A_0 \cdot T_e \cdot \frac{T_{in}}{T_w}$$

a aktywność skumulowana wynosi: [9]

### 6.3. Zasady prowadzenia monitoringu

Monitoring skażeń wewnętrznych powinien być prowadzony zgodnie z następującymi zasadami:

- średnia wartość dawki obciążającej w ciągu roku, nie powinna być niższa od wartości rzeczywistej
- częstotliwość pomiarów musi zapewnić wykrycie każdego wniknięcia.

Pierwsza zasada jest zgodna z obowiązującą w ochronie radiologicznej regułą pesymizacji, która mówi że zawsze należy przyjmować najbardziej niekorzystne założenia. Zgodnie z tą regułą lepiej przyjąć, że pracownik otrzymał wyższą dawkę niż w rzeczywistości i podjąć niepotrzebne kroki, niż założyć, że otrzymał niższą dawkę i nie podejmować kroków, które powinny być niezbędne.

Właściwy okres pomiędzy kolejnymi pomiarami powinien, wg zaleceń ICRP wynosić:

- $e(g) \cdot DL / R(T) \cdot 365/T \leq 1$  mSv/rok dla pomiarów *in vivo*
- $e(g) \cdot DL / E(T) \cdot 365/T \leq 1$  mSv/rok dla pomiarów *in vitro*
- 

$e(g)$  - współczynnik przeliczeniowy jednostkowego wniknięcia na obciążającą dawkę efektywną

$DL$  – limit detekcji

$R(T)$  - retencja po czasie T

$E(T)$  - szybkość wydalania po czasie T

### 6.4. Ocena narażenia wewnętrznego na podstawie monitoringu środowiska pracy

Wielkość dawki otrzymanej na skutek narażenia wewnętrznego można oszacować na podstawie wyników monitoringu środowiska pracy, czyli pomiarów skażeń powietrza i powierzchni. Taki rodzaj monitoringu jest wystarczający w przypadku kontroli narażenia pracowników kategorii B, a także jako dodatkowa informacja do oceny narażenia parowników kategorii B.

W sytuacjach awaryjnych, gdy istnieje prawdopodobieństwo skażenia osób z ogółu ludności, prowadzi się monitoring skażeń środowiska naturalnego (powietrze, woda, żywność) i na tej podstawie dokonuje się rekonstrukcji narażenia, a następnie szacuje dawkę efektywną pochodzącą od skażeń wewnętrznych. Tego typu pomiary, pozwalają również oszacować dawkę efektywną od narażenia na promieniowanie naturalne.

Sposoby monitorowania środowiska pracy i środowiska naturalnego zostały przedstawione w rozdziale 5.2.

### 6.5. Oprogramowanie do obliczeń skażeń wewnętrznych

Obliczenia prowadzące do oszacowania dawki efektywnej pochodzącej od skażeń wewnętrznych można wykonywać posługując się arkuszem kalkulacyjnym lub kalkulatorem oraz danymi dotyczącymi modeli metabolizmu. Istnieje również specjalistyczne oprogramowanie, pozwalające na prowadzenie tego typu obliczeń. Tego typu programy wyznaczają dawkę efektywną Po wprowadzeniu danych wejściowych, takich jak wynik pomiaru aktywności, zidentyfikowany radionuklid, scenariusz



skażenia, stosowany model metabolizmu. Stanowią one wygodną alternatywę dla tradycyjnych obliczeń. Pozwalają np. oszacować dawkę na podstawie wyników kilku pomiarów wykonanych różnymi metodami.

## Rozdział 7 MONITORING ŚRODOWISKA

### 7.1. Wstęp

Celem monitoringu środowiska jest określenie skażeń oraz wielkości potencjalnego narażenia. Określenie monitoringu środowiska obejmuje:

- środowisko naturalne
- środowisko pracy
- monitoring radiologiczny obszaru
- monitoring radiologiczny wybranych obiektów.

Monitoring radiologiczny prowadzi się poprzez rejestrację mocy dawki w wybranych miejscach lub pomiary skażeń próbek pobranych z monitorowanego terenu. Moc dawki mierzy się w punktach reprezentatywnych dla danego obszaru, np.:

- granice monitorowanego obszaru lub obiektu,
- wejścia i wyjścia z takiego obszaru,
- studzienki ściekowe.

Do określenia pomiaru skażeń środowiska wykorzystuje się próbki powietrza, gleby, wody, mleka, żywności, paszy zwierzęcej, osadów (np. ze zbiorników wodnych), zbóż, traw, itp. Pobrane próbki muszą być reprezentatywne dla kontrolowanego obszaru, tak aby umożliwiały określenie poziomu skażeń oraz uzyskanie odpowiedzi na pytania czy, gdzie i kiedy doszło do skażenia.

Przed rozpoczęciem monitoringu środowiska należy opracować jego program, który powinien określać:

- rodzaj próbek
- metody pomiaru
- miejsca i częstotliwości poboru próbek
- sposób poboru próbek
- sposób rejestracji
- sposób i częstotliwość raportowania wyników

Należy również uwzględnić wielkość monitorowanego terenu, przewidywany skład izotopowy skażeń, warunki atmosferyczne (np. najczęstszy kierunek wiatru) oraz dane demograficzne środowiska w zakresie gęstości zaludnienia oraz upraw i hodowli rolniczych.

W programie monitoringu należy dokładnie określić sposób poboru próbek, z określeniem zespołu pobierającego próbki, miejsc, częstotliwości, sposobu pakowania i oznaczania, kontroli skażeń oraz transportu do laboratorium.

Próbki powinny być zapakowane i oznaczone w sposób umożliwiający ich jednoznaczną identyfikację oraz określenie czasu i miejsca poboru, a także osoby, która tą próbkę pobrała.

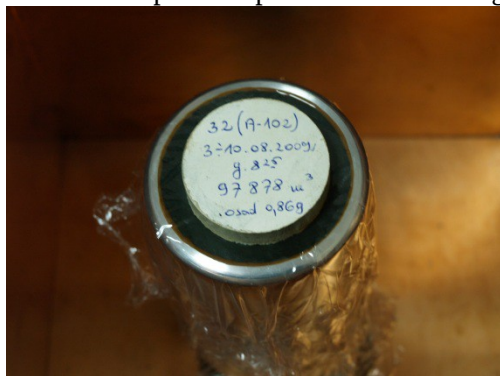
Sposób poboru próbki zależy, przede wszystkim, od jej rodzaju.

### 7.2. Metody poboru próbek

Próbki powietrza, które umożliwiają ocenę aktywności radionuklidów w powietrzu bada się przepompowując określoną objętość powietrza przez filtr, a następnie mierząc skażenia filtru.

Typowym filtrem stosowanym do oceny skażeń radioaktywnych powietrza jest filtr Pietrianowa typ FPP-15-1.5, w postaci prostokątnego płótna o długości boków rzędu kilkudziesięciu centymetrów. Filtr umieszcza się na stanowisku do pobierania aerozoli z powietrza, wyposażonym w układ zasysający oraz licznik przepływu powietrza. Po ekspozycji zdejmuje się go i poddaje sprasowaniu do postaci walca o średnicy kilku centymetrów, wysokości ok. 1 cm. Tak sprasowany filtr mierzy się na spektrometrze, w celu stwierdzenia i zidentyfikowania skażeń. Filtr należy zważyć przed założeniem

na stanowisko do pobierania aerozoli i po ekspozycji. Na rys. 7.1 przedstawiono sprasowany filtr Pietrianowa podczas pomiaru licznikiem germanowym.



Rys. 7.1. Pomiar skażeń powietrza – sprasowany filtr Pietrianowa mierzony sondą germanową.

Do pomiarów skażeń powietrza stosuje się również metody in situ, wykonywane w terenie, za pomocą przenośnych filtrów połączonych z miernikiem aktywności. Podczas pomiaru filtr powinien być ustawiony na trójnogu lub trzymany w ręku na wysokości 1 m nad maską samochodu.

Znając poziom skażeń powietrza, prędkość wymiany powietrza w płucach człowieka i czas przebywania na skażonym obszarze można obliczyć dawkę efektywną pochodzącą od radionuklidów, które wniknęły do organizmu drogą oddechową.

Określanie skażeń gruntu wymaga pobrania próbki do badań w odpowiedni sposób, ponieważ najczęściej nie jest ono równomierne. Glebę pobiera z terenu niekulturowanego, po wcześniejszym usunięciu roślinności. Przy wyborze miejsca poboru, pomocny może być pomiar mocy dawki. Z danego punktu pobiera się 5 próbek: 4 próbki rozmieszczone symetrycznie na obwodzie koła, o średnicy około 3 m i 1 próbka ze środka koła. Z każdego z 5 miejsc pobiera się próbkę o objętości ok. 1 dm<sup>3</sup> (powierzchnia 10 x 10 cm, głębokość 10 cm). Glebę z 5 próbek wysypuje się na arkusz folii, usuwa zanieczyszczenia (korzenie, kamienie itp.) i dokładnie miesza. Pobiera się próbkę końcową o objętości około 1,5 dm<sup>3</sup>.

Po pobraniu próbki należy umyć i wysuszyć używane narzędzia.

Na rys 7.2 przedstawiono sposób pomiaru próbki gleby za pomocą spektrometrycznego licznika germanowego.



Rys. 7.2. Pomiar skażeń gleby – próbka gleby w pojemniku Marinelli mierzona sondą germanową.

Do pomiarów skażeń wody wykorzystuje się próbki wód drenażowych, wodociągowych, podziemnych, rzecznych, studziennych oraz ścieków. Próbkę taką pobiera się w studzienkach drenażowych, sieciach wodociągowych, piezometrach, sztucznych i naturalnych zbiornikach wodnych, studniach, przepompowniach i oczyszczalniach ścieków.

Próbkę czystej wody, bez osadów, należy umieścić w szczelnym pojemniku, a następnie zmierzyć za pomocą spektrometru.

Próbki opadów atmosferycznych zbiera się w specjalnych cylindrach, które umieszcza się na otwartej przestrzeni (nie pod drzewami), daleko od dróg.

Próbki mleka umieszcza się w szczelnych pojemnikach. W celu wydłużenia okresu przechowywania można je zamrażać (na krótki okres) lub dodawać do nich konserwanty (na długi okres).



Próbki żywności pobiera się z górnych części roślin lub ich części jadalnych. Do badania niezbędna jest próbka o masie co najmniej 1 kg. Próbki pobiera się bezpośrednio od producenta lub z rynku.

Przed wykonanie pomiaru należy je przygotować jak do spożycia.

Próbki paszy zwierzęcych pobiera się z otwartego tereny, daleko od dróg, od wysokości 2 cm nad powierzchnią ziemi w górę. Do badania potrzebna jest próbka niezanieczyszczona glebą, o masie co najmniej 1 kg.

Próbki osadów dennych pobiera się ze stojącej lub wolno płynącej wody, za pomocą szufelek (pobór w górę rzeki w kierunku punktu poboru), czerpaków (w głębokich zbiornikach) lub rdzeniów (umożliwiają określenie pionowego rozkładu zanieczyszczeń w osadach).

Przed wykonaniem pomiaru aktywności, próbkę należy odpowiednio oczyścić i przygotować. Próbki stałe oczyszcza się z wszelkich zanieczyszczeń, odmierza określoną objętość i określa masę netto.

Próbki ciekłe poddaje się filtracji, odmierza określoną objętość, odparowuje do suchego osadu i określa masę netto.

Pomiary aktywności wykonuje się za pomocą liczników spektrometrycznych lub przepływowych.

### 7.3. Wykonywanie pomiarów w sytuacjach awaryjnych

W przypadku gdy pomiary próbek środowiskowych mają być wykonywane w wyniku zdarzenia radiacyjnego, a więc na terenie skażonym, należy dobrać odpowiednią aparaturę pomiarową, sprawdzić jej stan, określić sposób łączności pomiędzy zespołami pomiarowymi i miejsca poboru próbek. Należy również zapewnić członkom zespołów pomiarowych dozymetry osobiste oraz środki ochrony osobistej.

Próbki pobiera się w wyznaczonych wcześniej miejscach, zgodnie z określonymi procedurami, a następnie dostarcza do laboratorium. W sytuacjach, gdy konieczne jest jak najszybsze wykonanie pomiaru wykorzystuje się mobilne laboratoria, w postaci samochodu typu van lub ciężarówki, wyposażonych w odpowiednią aparaturę dozymetryczną.

Tego typu laboratoria stosuje się, oprócz sytuacji awaryjnych, również do poszukiwania źródeł promieniowania oraz w następstwie wypadku z bronią jądrową lub incydenty terroryzmu nuklearnego. Jeżeli konieczne jest przygotowanie próbki do pomiaru, należy stosować jak najprostsze metody preparatyki. Musi ona być przeprowadzana poza laboratorium, np. w innym pojeździe lub w dostępnym w okolicy pomieszczeniu.

### 7.4. Monitoring środowiska naturalnego w Polsce

Monitoring środowiska naturalnego w Polsce obejmuje swoim zasięgiem teren całego kraju. Specjalny monitoring jest prowadzony wokół trzech obiektów – ośrodka jądrowego Świerk, Krajowego Składowiska Odpadów Promieniotwórczych w Różanie oraz byłych zakładów wydobywczych i przerobczych rud uranu w okolicach Jeleniej Góry.

Monitoring radiologiczny skażenia środowiska i artykułów rolno-spożywczych jest prowadzony przez 34 placówki podstawowe, działające w Stacjach Sanitarно-Epidemiologicznych oraz 9 placówek specjalistycznych, wykonujących bardziej rozbudowane analizy promieniotwórczości prób środowiskowych zlokalizowanych w:

- Centralnym Laboratorium Ochrony Radiologicznej w Warszawie,
- Państwowym Zakładzie Higieny w Warszawie,
- Narodowym Centrum Badań Jądrowych w ośrodku jądrowym w Świerku,
- Instytucie Fizyki Jądrowej w Krakowie,
- Głównym Instytucie Górnictwa w Katowicach,
- Akademii Górniczo-Hutniczej w Krakowie,
- Instytucie Meteorologii i Gospodarki Wodnej w Warszawie,
- Wojskowym Instytucie Higieny i Epidemiologii w Warszawie,
- Wojskowym Instytucie Chemii i Radiometrii w Warszawie.

W Polsce działają także stacje wczesnego wykrywania skażeń promieniotwórczych, do których zalicza się:

- 13 stacji automatycznych PMS (Permanent Monitoring Station) (pomiary mocy dawki promieniowania gamma oraz widma promieniowania gamma powodowanego skażeniem powietrza i powierzchni ziemi)



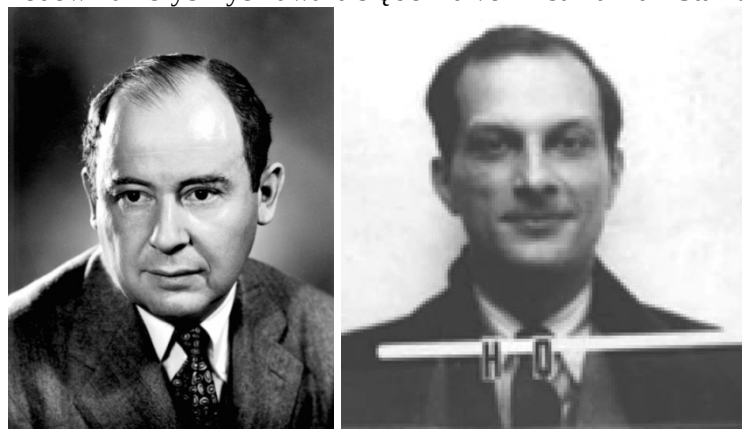
- 13 stacji typu ASS-500 - ciągle zbieranie aerozoli atmosferycznych na filtrze i pomiary spektrometryczne, umożliwiające wykrycie w ciągu 1 godz. stężenia izotopów Cs-137 i I-131 w powietrzu odpowiednio powyżej określonej granicy,
- 9 stacji IMiGW – ciągły pomiar mocy dawki promieniowania gamma i aktywności całkowitej alfa i beta aerozoli atmosferycznych;
- 13 stacji pomiarowych Ministerstwa Obrony Narodowej, zlokalizowanych na terenach jednostek wojskowych, które wykonują ciągle pomiary mocy dawki promieniowania gamma rejestrowane automatycznie w Centralnym Ośrodku Analizy Skażeń (COAS).

## Rozdział 8 METODY NUMERYCZNE W DOZYMETRII

### 8.1. Monte Carlo

Wiele zagadnień dozymetrycznych, ze względu na swoją złożoność, jest niemożliwych do rozwiązania za pomocą podejścia analitycznego. Stosuje się wówczas modele numeryczne, określane jako metoda Monte Carlo.

Nazwa Monte Carlo pojawiła się w latach 40-tych XX w. podczas prac nad modelowaniem zjawisk fizycznych, prowadzonych w Los Alamos, w ramach projektu budowy broni jądowej. Za twórców kodów numerycznych uważa się Johna von Neumanna i Stanisława Ulama (Rys. 8.1).



[wikipedia i zapytaj ZS](#)

Rys.8. 1. John von Neumann (z prawej) [10] i Stanisław Ulam (z lewej) [11] – twórcy kodów numerycznych

Metody Monte Carlo bazują na symulacjach statystycznych. Liczby losowe są wykorzystywane do wyznaczenia zasięgu i losu cząstki przez porównanie prawdopodobieństwa oddziaływań w każdym obszarze modelowanej geometrii.

Modele numeryczne często zastępują badania eksperymentalne ze względu na niskie koszty, małą niepewność statystyczną, która może być niższa niż 1 % (a więc znacznie niższa niż w pomiarach eksperymentalnych), prostotę rozwiązania trudnych problemów oraz brak potrzeby korzystania z teorii i wzorów.

Z drugiej strony należy pamiętać, że model nigdy nie zastąpi rzeczywistości, bierze pod uwagę jedynie skończoną liczbę prób, a wyniki w znacznej mierze zależą od jakości zastosowanego generatora liczb losowych.

Metody Monte Carlo znajdują zastosowanie przy obliczaniu całek oraz w procesach statystycznych podczas badań hydrogeologicznych, zjawisk termomechanicznych w krzepnących odlewach, przepływów i w wielu innych dziedzinach, m. in. modelowaniu procesów związanych z promieniowaniem jonizującym. Celem tych ostatnich obliczeń jest uzyskanie rozwiązania równania Boltzman'a w prostszy sposób

### 8.2. Monte Carlo i promieniowanie jonizujące

Metody Monte Carlo stosuje się w:

- modelowaniu transportu promieniowania,
- obliczaniu dawek od narażenia zewnętrznego,
- tworzeniu modeli anatomicznych i obliczania dawek od narażenia wewnętrznego,
- obliczaniu dawek od narażenia podczas procedur medycznych.

Metody Monte Carlo, jako jedyne, umożliwiają określenie wielkości narażenia z uwzględnieniem wszystkich oddziaływań cząstek w niejednorodnym ośrodku jakim jest ciało człowieka.

### 8.3. Popularne kody Monte Carlo

Istnieje wiele kodów Monte Carlo, różniących się między sobą, przede wszystkim, rodzajem zastosowań.

MCNP/MCNPX – MCNPX stanowi rozszerzenie MCNP, używany do symulacji transportu neutronów, fotonów i elektronów, opracowany w Los Alamos National Laboratory, USA.

EGS (EGS4, EGSnrc) – używany do symulacji transportu fotonów i elektronów o energiach od keV do TeV, głównie w dozymetrii medycznej, opracowany w National Research Council, Kanada.

GEANT4 – używany do symulacji procesów elektromagnetyczne i optycznych, cząstek długożyciowych o energiach od 250 eV do TeV, głównie w wysokoenergetycznych akceleratorach.

PENELOPE – używany do symulacji transportu fotonów i elektronów o energiach od dziesiątek eV do 1 GeV.

FLUKA – używany do symulacji transportu fotonów i elektronów o energiach od keV – TeV, neutrina i mionów o dowolnych energiach, hadronów do 20 TeV, antycząstek, neutronów, ciężkich jonów. [12]

### 8.4. Podstawowe zasady modelowania

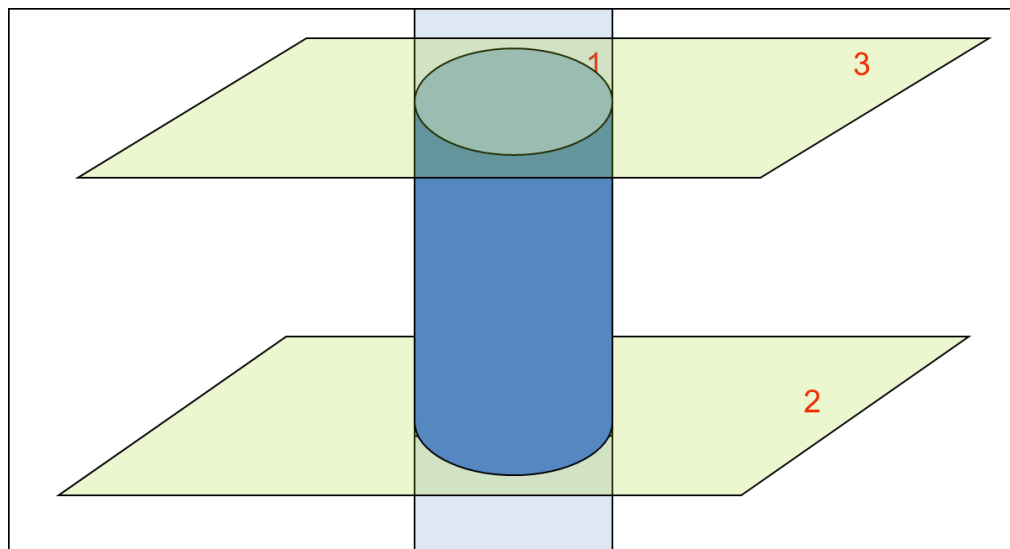
Korzystając z różnych kodów, modele tworzy i zapisuje się różnymi sposobami, istnieją jednak pewne podstawowe zasady modelowania, jednakowe dla wszystkich kodów.

Jako dane wejściowe do obliczeń, wprowadza się opis źródła promieniowania, geometrię układu, dane dotyczące materiałów, określenie celu obliczeń oraz parametry symulacji.

Opis źródła promieniowania obejmuje określenie:

- rodzaju promieniowania
- energii promieniowania
- położenia i kształtu źródła
- kierunku emisji promieniowania
- kształtu wiązki

Geometria układu to opis symulowanego układu zdefiniowanego za pomocą brył geometrycznych i płaszczyzn. Sposób modelowania geometrii przedstawiono na przykładzie modelu skończonego walca (rys. 8.2).



Rys. 8.2. Zasady modelowania brył geometrycznych metodami Monte Carlo. Walec jest zdefiniowany za pomocą nieskończonego walca i dwóch płaszczyzn, które go ograniczają.

Opisywany walec stanowi wycinek nieskończonego walca (1) znajdujący się pomiędzy płaszczyznami (2) i (3). W opisie geometrii należy określić, że modelowany obiekt to wnętrze bryły (1) powyżej płaszczyzny (2) i poniżej płaszczyzny (3). Zapis wyglądałby w następujący sposób:

Walec +1 -2 +3 (Fluka)

lub

Walec -1 +2 -3 (MCNP i MCNPX)

Kolejnym krokiem w tworzeniu modelu jest określenie, z jakich materiałów zbudowane są jego poszczególne elementy. Opis materiału zawiera jego skład chemiczny, liczbę atomowa i masę atomową każdego pierwiastka, gęstość oraz sposób oddziaływania promieniowania z tym materiałem. Do poszczególnych kodów dodawane są biblioteki materiałów, wówczas użytkownik jedynie wybiera potrzebny mu materiał. Jeśli potrzebny materiał nie znajduje się w bibliotece, użytkownik może go samodzielnie zdefiniować.

Aby określić, co ma stanowić wynik symulacji, użytkownik określa, stosując zapisy używanego kodu, co program ma obliczyć (np. widmo promieniowania, dawka, strumień, energia zdeponowana w ośrodku, itd.).

Parametry symulacji określane przez użytkownika to czas trwania symulacji lub liczba zdarzeń, sposób generowania liczb losowych oraz ustawienie tzw. ziarna losowania czyli punktu startowego.

### 8.5. Fantomy numeryczne

Metody numeryczne umożliwiają tworzenie modeli ciała człowieka, które pozwalają na wykonywanie obliczeń związanych z wyznaczaniem wielkości narażenia na promieniowanie jonizujące.

Fantomy numeryczne stosuje się w ochronie radiologicznej do oceny narażenia zewnętrznego i skażeń wewnętrznych, podczas planowania procedur medycznych w zakresie medycyny nuklearnej, tomografii komputerowej i radioterapii, a także do oceny narażenia naturalnego.

Pierwszymi fantomami numerycznymi były tzw. fantomy przybliżone opracowane w latach 60-tych XX wieku. W latach 80-tych pojawiły się fantomy typu voxel, a po roku 2000 fantomy typu BREP. Pierwszy fantom numeryczny został opracowany w Oak Ridge National Laboratory przez Fishera i Snydera. Był to fantom antropomorficzny zbudowany z elipsoidalnych cylindrów i stożków.

W 1969 r. ci sami naukowcy opracowali fantom MIR-5. Był to fantom niejednorodny, w którym wydzielone zostały szkielet, płuca i pozostała tkanka miękka. Na podstawie tego fantomu zostały potem opracowane fantomy ADAM i EVA, obrazujące ciało mężczyzny i kobiety.

Fantomy typu voxel tworzy się na podstawie dwuwymiarowych obrazów RTG, CT i MRI ciała człowieka. Voxel można określić jako trójwymiarowy odpowiednik pixela, w którym trzecim wymiarem jest grubość warstwy. Fantomy typu voxel zapewniają dokładne odwzorowanie budowy anatomicznej ciała człowieka. Istnieje wiele różnych tego typu fantomów, które obrazują osoby różnej płci, różnym wieku, a także różnej rasy.

Proces konstruowania fantomu typu voxel rozpoczyna się od wykonania serii obrazów i ich przeanalizowania w celu identyfikacji narządów i tkanek. Następnie należy określić gęstość i skład chemiczny narządów i tkanek i zrekonstruować trójwymiarowy fantom z dwuwymiarowych obrazów. Fantomy typu BREP (boundary REPresentation) zapewniają możliwość symulacji ruchu, np. mięśnia sercowego, powietrza w płucach.

W dozymetrii promieniowania jonizującego wykorzystuje się fantomy fizyczne ciała człowieka, które służą do potwierdzenia wyników obliczeń. [12]

## Rozdział 9

### DOZYMETRIA BIOLOGICZNA



KAPITAŁ LUDZKI  
NARODOWA STRATEGIA SPÓJNOŚCI



UNIA EUROPEJSKA  
EUROPEJSKI  
FUNDUSZ SPOŁECZNY



Dozymetria biologiczna pozwala na ocenę dawki pochłoniętej na podstawie zmian zachodzących w organizmie człowieka. Jest stosowana w sytuacjach awaryjnych do określania dużych dawek. System zarządzania wypadkami radiacyjnymi (Radiation Event Medical Management) opracowany przez Narodowy Instytut Zdrowia (National Health Institute) w USA zawiera estymator dawki (REMM Dose Estimator) oparty na trzech metodach oszacowania dawki:

- ocenie czasu wystąpienia wymiotów
- ocenie kinetyki zaniku limfocytów
- ocenie częstości występowania chromosomów dicentrycznych.

Ocena czasu wystąpienia wymiotów i ocena kinetyki zaniku limfocytów opiera się na obserwacjach klinicznych i badaniach odpowiedzi całego organizmu.

Częstość występowania chromosomów dicentrycznych to laboratoryjna ocena natężenia czynnika uszkadzającego DNA (np. dawki pochłoniętej promieniowania) na podstawie zmian w komórkach lub tkankach człowieka (np. komórkach krwi obwodowej lub szpiku kostnego, kościach czy szklawie zębów).

Korelacja skutków napromienienia z badaniami modelowymi pozwala na oszacowanie dawki pochłoniętej.

Metody dozymetrii biologicznej dzielimy na natychmiastowe i retrospektywne.

Metody natychmiastowe umożliwiają ocenę dawki w krótkim czasie po napromienieniu poprzez pomiar zjawisk przemijających, związanych z powstawaniem uszkodzeń DNA. Ich zaletą jest pomiar zjawisk bezpośrednio związanych z ekspozycją na promieniowanie. Z drugiej strony stanowi to także wadę, ponieważ procesy naprawy uszkodzeń DNA zachodzące w komórce po napromienieniu eliminują przyczynę powstawania tych zjawisk. Metod natychmiastowych nie można więc użyć retrospektywnie.

Do metod natychmiastowych należą test kometowy oraz test ognisk histonu  $\gamma$ H2AX.

Test kometowy to metoda badania narażenia populacji ludzkich na określone czynniki środowiskowe lub endogenne. Umożliwia oznaczanie uszkodzeń DNA na poziomie pojedynczych komórek w limfocytach krwi obwodowej.

Zawiesinę badanych komórek umieszcza się w agarozie (polisacharyd będący polimerem pochodnych galaktozy, otrzymywany przez oczyszczenie z agaru jadalnego) o niskiej temperaturze krzepnięcia. Tak przygotowany preparat nanosi się na podstawowe szkiełko mikroskopowe. Następnie dochodzi do zestalenia warstwy agarozowej komórki i lizy (rozpad obłonionych elementów – zwykle komórek – poprzez dezintegrację błony i wylanie się zawartości do środowiska) w obecności detergentu. Po elektroforezie niskonapięciowej preparat należy zobojętnić i zabarwić barwnikiem fluorescencyjnym interkalującym DNA.

Uszkodzenia wybarwionego DNA przy można ocenić użyciu mikroskopu fluorescencyjnego.

Wysokie pH i stężenie soli w procesie lizy i elektroforezy powoduje oddysocjowanie większości białek macierzy jądrowej oraz rozerwanie wiązań wodorowych pomiędzy niciami DNA, co powoduje częściową relaksację superzwinięcia nici DNA. Po przyłożeniu napięcia nici DNA są wywlekane z jądra w kierunku anody, powodując powstawanie tzw. "ogona" komety. • Nieuszkodzona część DNA, pozostaje związana z macierzą jądrową tworząc "głowę" komety.

Test komety charakteryzuje się prostotą wykonania małą inwazyjnością, niewielką ilością krwi potrzebną do przeprowadzenia testu, dużą czułością oraz możliwością mierzenia uszkodzeń DNA w pojedynczych komórkach

Test ognisk histonu  $\gamma$ H2AX umożliwia określenie liczby podwójnoniciowych pęknięć nici DNA (DSB) na podstawie występowania skupisk (ognisk) charakterystycznych białek w miejscach uszkodzeń.

Histony –

W momencie powstania DSB jedno z białek składowych chromatyny, bezpośrednio związanych z niciami DNA – histon H2AX, ulega fosforylacji, dając  $\gamma$ H2AX. Reakcja ta występuje tylko w miejscu powstania DSB. Liczba ognisk  $\gamma$ H2AX odpowiada liczbie DSB.

Fosforylacja to przyłączenie reszty fosforanowej do nukleofilowego

Przebieg testu ognisk histonu  $\gamma$ H2AX

- umieszczenie komórek na szkiełku podstawowym
- utrwalenie



- dodanie przeciwciała wyznakowanego barwnikiem fluorescencyjnym specyficznie wiążącego się z histonem  $\gamma$ H2AX.  
Wadą tej metody jest szybkie zanikanie ognisk w wyniku naprawy DSB, co uniemożliwia użycie testu w dozymetrii retrospektywnej. Zaletą – wysoka specyficzność, gdyż histon H2AX ulega fosforylacji tylko w momencie wystąpienia DSB.  
Metody retrospektywne są oparte na pomiarze zjawisk biologicznych lub zjawisk fizyko-chemicznych i pozwalają na badanie trwałych skutków działania promieniowania. Pośród metod retrospektywnych rozróżnia się metody biologiczne i fizyko-chemiczne.  
Metody biologiczne opierają się na określeniu częstości powstawania zmian genetycznych w wyniku nieprawidłowej naprawy DNA. Do metod biologicznych zalicza się metody:
  - mikrojądrową,
  - oznaczanie częstości występowania wymian odcinków chromatyd siostrzanych
  - oznaczanie częstości występowania aberracji chromosomowych
 Czułość metod biologicznych wynosi 0,1-0,5 Gy.  
Metoda mikrojądrowa to metoda cytogenetyczna pozwalająca na wykrywanie podwójnoniciowych pęknięć DNA i uszkodzeń wrzeciona podziałowego ujawniających się po podziale komórek. Mikrojądro powstaje, jeżeli w czasie mitozy cały chromosom lub fragment chromosomu nie zostanie rozdzielony pomiędzy dwa jądra potomne. Powinno ono być mniejsze niż  $\frac{1}{3}$  wielkości normalnego jądra, wyraźnie oddzielone od jądra, podobnie wybarwione jak jądro komórki.  
Mikrojądra łatwo liczy się przy użyciu mikroskopu w czasie normalnych podziałów komórki (historycznie pierwsza metoda), w komórkach dwujądrowych stosując cytochalazynę B, która blokuje podział cytoplazmy (cytokinezę), łącząc test z metodą fluorescencyjnej hybrydyzacji in situ  
Test mikrojądrowy wykonuje się z reguły na limfocytach krwi obwodowej, komórkach nabłonka worka policzkowego, erytrocytach lub komórkach szpiku kostnego.  
Metoda wymian odcinków chromatyd siostrzanych (SCE, ang. sister chromatid exchange) to badanie częstości występowania wzajemnych, symetrycznych wymian fragmentów pomiędzy identycznymi sekwencjami DNA obu chromatyd w chromosomie. Oceny dokonuje się w płytkach metafazalnych uzyskanych z hodowli komórek prowadzonych w obecności bromodeoksyurydyny (BrdU), która jest wbudowywana w nić DNA w czasie syntezy. W czasie podziału mitotycznego BrdU trafia do jednej z komórek potomnych. Obecność BrdU w DNA można wykryć stosując specjalne metody barwienia. W drugiej mitozie obserwuje się symetryczne wymiany pomiędzy chromatydami zawierającymi BrdU i tymi, które BrdU nie zawierają.  
SCE jest prawdopodobnie procesem naturalnym zwiększający zróżnicowanie genetyczne. Dotychczas nie zanotowano żadnej korelacji z dawką pochłoniętą promieniowania.  
Metoda SCE wychodzi obecnie z użycia i jest używana głównie do badania cytotoksyczności związków chemicznych in vitro.  
Metoda aberracji chromosomowych pozwala na wykrycie dostrzegalnych przy użyciu mikroskopu zmian w liczbie (aberracje numeryczne) i morfologii chromosomów (aberracje strukturalne). Aberracje chromosomowe powstają w wyniku błędnej naprawy DSB, jeżeli w komórce występują jednocześnie dwa lub więcej DSB, wolne końce nici mogą zostać błędnie połączone. W wyniku aberracji przywrócona zostaje ciągłość nici DNA, więc zmiany, o ile nie prowadzą do śmierci komórki, są trwałe i mogą być przekazywane w czasie podziału komórkom potomnym.  
Do badań narażenia ludzi wykorzystuje się zwykle limfocyty krwi obwodowej. Po około 48 godzinach dodaje się do hodowli limfocytów kolcemidu, substancji blokującej tworzenie się wrzeciona podziałowego i rozchodzenie się chromosomów w czasie mitozy. W ten sposób podział komórki jest zablokowany na początku mitozy, co pozwala na ocenę wszystkich chromosomów  
Aberracje numeryczne zwykle są nieprzydatne dla potrzeb dozymetrii biologicznej, z uwagi na często występujące artefakty związane z preparatyką komórek.  
Aberracje strukturalne takie jak złamania chromosomów i chromatyd, chromosomy pierścieniowe, chromosomy dicentryczne oraz fragmenty acentryczne są wykorzystywane do szacowania dawki pochłoniętej.  
Najlepszą korelację pomiędzy występowaniem określonego typu aberracji i dawką pochłoniętą uzyskuje się dla chromosomów dicentrycznych. Powstanie chromosomu dicentrycznego prowadzi zwykle do śmierci komórki, co powoduje, że są one stosunkowo szybko eliminowane z krwioobiegu.





Metoda charakteryzuje się dużą pracochłonnością i koniecznością zatrudnienia do oceny preparatów wysokokwalifikowanego personelu.

Metoda hybrydyzacji in situ z zastosowaniem barwników fluorescencyjnych (FISH) pozwala na wykrywanie niedostrzegalnych bez takiego barwienia translokacji fragmentów chromosomów. Fluorescencyjna hybrydyzacja in situ (ang. fluorescent in situ hybridization, FISH) jest techniką cytogenetyczną, umożliwiającą wykrywanie w badanym materiale genetycznym określonej sekwencji DNA za pomocą fluorescencyjnych sond DNA. Pierwszym etapem jest usunięcie cytoplazmy z komórek i utwalenie jąder komórkowych na szkiełku podstawowym. Następnie należy nanieść sondę na preparat i przeprowadzić krótkotrwałą denaturację w podwyższonej temperaturze, która powoduje rozerwanie się wiązań wodorowych pomiędzy nićmi DNA. W rezultacie dochodzi do procesu hybrydyzacji, w czasie której fluorescencyjnie wyznakowane odcinki znanego DNA (sonda) wiążą się z komplementarnymi odcinkami badanego DNA. Preparat poddaje się analizie przy użyciu mikroskopu fluorescencyjnego.

FISH to badanie aberracji chromosomowych w limfocytach krwi obwodowej. Jest to dokładniejsza analiza translokacji niż w klasycznej analizie cytogenetycznej. Stosuje się również technikę wielokolorową FISH (ang. multicolor FISH, m-FISH), w której każdy chromosom hybryduje z sondą wyznakowaną innym kolorem. Metoda pozwala na badanie translokacji złożonych z fragmentów kilku chromosomów.

Metody fizyko-chemiczne opierają się na spektroskopii elektronowego rezonansu paramagnetycznego (EPR). Ich czułość wynosi 0,1 Gy.

EPR polega na pomiarze ilości stałych rodników tworzących się w ciele człowieka pod wpływem promieniowania jonizującego, np. hydroksyapatytu ( $\text{Ca}_{10}(\text{PO}_4)_6(\text{OH})_2$ ) w kościach i szkliwie zębów. Węglany zawarte w hydroksyapatycie pod wpływem promieniowania jonizującego przekształcają się w anionorodniki węglanowe ( $\text{CO}_2^{\bullet-}$ ). Ich trwałość wynosi 107 lat.

Przygotowanie próbek polega na oddzieleniu korzenia zęba od jego korony i usunięciu z niej dentyny, a następnie pokruszenie szkliwa i roztarciu go na proszek. Próbkę mierzy się w spektrometrze EPR w paśmie X. Dawkę pochłoniętą określa się na podstawie wielkości piku sygnału charakterystycznego dla  $\text{CO}_2^{\bullet-}$ . Czułość metody wynosi 0,1 Gy. [4]

## Rozdział 10

### BEZPIECZEŃSTWO PRACY Z OTWARTYMI ŹRÓDŁAMI PROMIENIOWANIA PODCZAS BADAŃ ZNACZNIKOWYCH PROWADZONYCH W TERENIE

#### 10.1. Znaczniki promieniotwórcze w przemyśle i ochronie środowiska

Radionuklidy promieniotwórcze stosuje się m.in. jako znaczniki, które dostarczają informacji o pracy urządzeń przemysłowych i zachodzących w nich procesach.

Znaczniki stosuje się do:

- badań mechanizmu przemysłowych reakcji chemicznych,
- badań kinetyki procesów technologicznych,
- pomiarów ilości substancji w aparatach,
- badań zużycia materiałów i części maszyn,
- pomiarów szybkości przepływu faz w urządzeniach przemysłowych,
- lokalizacji nieszczelności w aparatach i rurociągach
- oceny efektywności różnych procesów rozdzielczych,
- śledzenia i ocena dyspersji ścieków w wodach powierzchniowych,
- badania rumowiska dennego w rzekach i zbiornikach naturalnych,
- lokalizacji nieszczelności zbiorników sztucznych i budowli hydrotechnicznych.

Znacznikiem może być substancja składająca się z elementów związanych w sposób naturalny bądź sztuczny ze znakowaną fazą bądź częścią układu. Zastosowanie znacznika pozwala na uzyskanie informacji o tej fazie lub układzie poprzez śledzenie jej zachowania, identycznego bądź zbliżonego do zachowania znakowanej materii.



KAPITAŁ LUDZKI  
NARODOWA STRATEGIA SPÓJNOŚCI



UNIA EUROPEJSKA  
EUROPEJSKI  
FUNDUSZ SPOŁECZNY



Znacznik promieniotwórczy to związek chemiczny zawierający izotop promieniotwórczy. Istnieją dwa typy znaczników:

- chemiczny, chemicznie identyczny ze znakowaną substancją, różni się od niej tylko składem izotopowym.
- fizyczny, o zbliżonych właściwościach fizycznych.

Znacznik promieniotwórczy musi być jednorodny ze znaczącą substancją (takie same właściwości fizyczne i zachowywanie w badanym obiekcie) oraz mieć dobraną postać chemiczną do przedmiotu i celu badania.

Nośnik powinien mieć własności identyczne ze znacznikiem (przy znakowaniu chemicznym), albo bardzo zbliżone (przy znakowaniu fizycznym faz).

### 10.2. Produkcja radioizotopów

Radioizotopy, które mogą być wykorzystywane jako nośniki produkuje się za pomocą:

- aktywacji neutronowej strumieniem neutronów  $10^{13} - 10^{14} \text{ n} \times \text{cm}^{-2} \times \text{s}^{-1}$  w reaktorach jądrowych (jądro pierwiastka tarczowego absorbuje neutron, a następnie emituje spontanicznie kwant  $\gamma$ , albo cząstkę naładowaną: proton lub cząstkę alfa),
- aktywacji w cyklotronach i akceleratorach cząstek naładowanych (indukcja reakcji jądrowych w tarczach przez przyspieszane cząstki naładowane),
- generatorów (radionuklidy są otrzymywane poprzez przemycie eluentem izotopu macierzystego osadzonego w kolumnie generatora).

Poniżej wymieniono niektóre rodzaje generatorów:

- generator molibdenowo-technetowy ( $99\text{Mo} \rightarrow 99\text{mTc}$ )
- generator cynowo-indowy ( $113\text{Sn} \rightarrow 113\text{mIn}$ )
- generator germanowo-galowy ( $68\text{Ge} \rightarrow 68\text{Ga}$ )
- generator cezowo barowy ( $137\text{Cs} \rightarrow 140\text{mBa}$ )
- generator lantanowo-barowy ( $140\text{La} \rightarrow 140\text{mBa}$ )

### 10.3. Metodologia badań znacznikowych

Przed rozpoczęciem badań znacznikowych należy opracować ich plan, który określa:

- cel doświadczeń,
- wybór znacznika promieniotwórczego,
- wybór procedury jego przygotowania
- określenie radioaktywności znacznika,
- sposobu wprowadzenia do układu,
- metody detekcji,
- sposób transportu do miejsca wykorzystania.

Minimalną ilość znacznika pozwalającą na osiągnięcie stawianych celów, zależy od:

- wymaganej dokładności pomiaru,
- oczekiwanym rozcieńczeniu,
- okresu półrozpadu stosowanego izotopu,
- poziomu tła,
- oczekiwanych strat znacznika,
- liczby powtórzeń pomiarów,
- sposobu iniekcji i detekcji,
- wydajności detektorów.

Wybór znacznika to przede wszystkim określenie rodzaju i energii promieniowania. Jako znaczniki nie stosuje się emiterów promieniowania alfa, ze względu na ich mały zasięg, utrudnioną detekcję i toksyczność.

Emitory promieniowania beta są łatwo mierzalne i nie wymagają stosowania osłon. Wadą jest towarzyszące im promieniowanie hamowania.

Najczęściej stosowane jako znaczniki są emitory promieniowania gamma, które są silnie przenikliwe, a ich detekcja pozwala na pomiar małych aktywności właściwych oraz rozróżnianie izotopów. Ich stosowanie niesie ze sobą konieczność używania ciężkich osłon.

### 10.4. Organizacja i bezpieczeństwo pracy w terenie



KAPITAŁ LUDZKI  
NARODOWA STRATEGIA SPÓJNOŚCI



UNIA EUROPEJSKA  
EUROPEJSKI  
FUNDUSZ SPOŁECZNY



Każdy przypadek stosowania radioznaczników musi być traktowany jako osobny i wymagający dokładnego opisu ze względu na różny stopień zagrożenia związany ze specyfiką prowadzonych eksperymentów. Użytkownik zobowiązuje się do zapewnienia pełnego bezpieczeństwa składowania substancji radioaktywnych, uniemożliwiającego dostęp osób postronnych, czy niekontrolowane rozprzestrzenienie się substancji radioaktywnych.

Źródła promieniowania muszą być transportowane zgodnie z regulacjami obowiązującymi przy przewożeniu takich substancji.

Przed opracowaniem planu badań należy przeprowadzić ocenę narażenia i optymalizację warunków prowadzenia testów zgodnie z zasadą ALARA.

Podczas prowadzenia badań znacznikowych w terenie należy postępować zgodnie z zasadami bezpieczeństwa, które obejmują:

- oznakowanie terenu,
- ograniczony wstęp,
- dołożenie wszelkich starań, aby uniknąć przedostania się substancji promieniotwórczych do otoczenia
- pokrycie folią lub ligniną absorbującą ciecz obszaru, w którym zachodzi niebezpieczeństwo wycieku substancji radioaktywnych
- ochronę osobistą (gumowe rękawice, manipulatory)
- osłony
- stały monitoring personelu i terenu

Przed rozpoczęciem badań należy przeprowadzić wywiad w miejscu, w którym będą one prowadzone. W wyniku takiego wywiadu należy uzyskać informacje na temat zakładu, badanego obiektu/ów, procesu technologicznego i reakcji zachodzących w badanych obiektach, kosztów, zaopatrzenia w media, lokalizacji odprowadzenia ścieków, gromadzenia odpadów itp.. Należy także otrzymać odpowiedź na następujące pytania:

- czy nie można osiągnąć zamierzonego celu innymi metodami?
- jaki znacznik należy zastosować?

Znacznik promieniotwórczy powinien być przygotowany w laboratorium i o ile to możliwe, już tam podzielony na porcje. Na miejsce wykorzystania znacznik powinien być przetransportowany w pojemniku osłonowym pozwalającym na łatwe opróżnienie i odpowiednim dla stanu skupienia znacznika.

Gdy materiał jest rozpuszczany na miejscu badań, stosować rozpuszczalne opakowania.

Wszystkie manipulacje, o ile jest możliwe, należy wykonywać w sposób zdalny.

Bardzo istotnym czynnikiem dla prawidłowego przeprowadzenia badań jest odpowiednie dozowanie znacznika. Może ono być wykonywane w sposób impulsowy, czyli wprowadzenie substancji promieniotwórczej do aparatu w krótkim czasie, lub ciągły. Ciecz jest wprowadzana do aparatu pod umiarkowanym ciśnieniem (do ok. 2 MPa) za pomocą pomp dozujących posuwisto-zwrotnych, natomiast gazu z butli, w której rozcieńczono znacznik poprzez zawory redukcyjne z systemami kontroli przepływu.

Jeżeli badania wymagają poboru okresowego próbek i pomiaru ich aktywności, należy je pobierać w następujący sposób:

- próbki ciekłe przez specjalnie do tego celu przeznaczone krany
- próbki gazowe do ewakuowanych ampuł,
- próbki stałe przez specjalnie zaprojektowane urządzenia próbkujące wyposażone w różnego rodzaju zgarniaki, ostrza, itp.

Próbki powinny być reprezentatywne dla badanego materiału, muszą więc być pobrane z miejsc gwarantujących ich jednorodność.

Do detekcji i pomiaru stosuje się detektory scyntylacyjne, detektory półprzewodnikowe lub emulsje fotograficzne (do określania rozkładu aktywności na powierzchni).

Jeśli w wyniku prowadzonych prac powstają odpady promieniotwórcze, należy postępować z nimi zgodnie z obowiązującymi przepisami, według których odpady ciekłe podlegają , a odpady stałe pozostawia się do osiągnięcia bezpiecznego poziomu, lub składowe.



## Rozdział 11

## PROGRAM ZAPEWNIENIA JAKOŚCI W OCHRONIE RADIOLOGICZNEJ

*11.1. Program zapewnienia jakości*

Program zapewnienia jakości to system działań gwarantujący spełnienie określonych wymagań bezpieczeństwa jądrowego i ochrony radiologicznej, w zależności od prowadzonej działalności, a w przypadku działalności z materiałami jądrowymi lub obiektami jądrowymi także wymagań ochrony fizycznej. Natomiast system zarządzania jakością to zespół systematycznie planowanych i wykonywanych działań, koniecznych dla wystarczającego zapewnienia, że dana struktura, układ lub ich części składowe bądź procedury będą działać w sposób zadowalający, spełniając wymagania określone w przepisach

Wprowadzenie programu zapewnienia jakości ma na celu poprawę jakości wyborów i usług, np. poprzez zapobieganie wadom, a nie ich wykrywanie; odpowiedni dobór i kontrolę dostawców, stałe udoskonalanie systemu, szkolenia personelu oraz właściwą komunikację. Wszystkie te procesy pozwalają na prawidłową realizację zleceń klienta.

Wdrożenie programu zapewnienia jakości jest przydatne ze względów marketingowych. Powoduje uporządkowanie pracy, obniżenie kosztów i zwiększa popularność firmy.

Konieczność wdrożenia programu zapewnienia jakości podczas prac w warunkach narażenia na promieniowanie jest zapisana w ustawie Prawo atomowe. Według art. 7, kierownik jednostki organizacyjnej wykonującej działalność wymagającą zezwolenia opracowuje i wdraża program zapewnienia jakości.

W ochronie radiologicznej pojawia się pojęcie zintegrowanego systemu zarządzania, które oznacza system zarządzania obejmujący elementy związane z bezpieczeństwem, zdrowiem, środowiskiem, zapewnieniem jakości, kwestiami ekonomicznymi oraz ochroną fizyczną, dający priorytet bezpieczeństwu jądrowemu przez zapewnienie, że wszystkie decyzje są podejmowane po analizie ich wpływu na bezpieczeństwo jądrowe, ochronę radiologiczną, ochronę fizyczną i zabezpieczenia materiałów jądrowych.

Poniżej przedstawiono kilka definicji, których znajomość jest niezbędna do prawidłowego wdrożenia i działania programu zapewnienia jakości.

**Definicje**

**Audit** – systematyczny, niezależny i udokumentowany proces uzyskiwania dowodu z działań kontrolnych oraz jego obiektywnej oceny w celu określenia stopnia spełnienia kryteriów kontroli.

**Bezpieczeństwo jądrowe** – osiągnięcie odpowiednich warunków eksploatacji, zapobieganie awariom i łagodzenie ich skutków, czego wynikiem jest ochrona pracowników i ludności przed zagrożeniami wynikającymi z promieniowania jonizującego z obiektów jądrowych.

**Cel dotyczący jakości** – przedmiot starań lub zamierzeń w odniesieniu do jakości.

**Ciągłe doskonalenie** – powtarzające się działanie mające na celu zwiększenie zdolności do spełnienia wymagań.

**Dokument** – informacja i jej nośnik.

**Działanie korygujące** – działanie w celu wyeliminowania przyczyny wykrytej niezgodności lub innej niepożądanego sytuacji.

**Działanie zapobiegawcze** – działanie w celu wyeliminowania przyczyny potencjalnej niezgodności lub innej potencjalnej sytuacji niepożądanego.

**Infrastruktura** – system urządzeń, wyposażenia i obsługi niezbędny do działania organizacji.

**Instrukcja** – szczegółowy sposób postępowania przy wykonywaniu określonych prac lub czynności.

**Jakość** – stopień, w jakim zbiór inherentnych (samych w sobie) właściwości spełnia wymagania.

**Komórka organizacyjna** – każdy podmiot wykonujący działalność związaną z narażeniem na promieniowanie jonizujące, Zakład lub jego element składowy, prowadzący działalność na podstawie odrębnego zezwolenia Prezesa PAA.

**Księga Jakości** – dokument opisujący system zarządzania w organizacji, który gwarantuje spełnienie określonych wymagań ochrony radiologicznej.

**Najwyższe kierownictwo** – osoba lub grupa osób, które na najwyższym szczeblu kierują organizacją i ją nadzorują.

Narażenie – proces, w którym organizm ludzki podlega działaniu promieniowania jonizującego.

Niezgodność – niespełnienie wymagania.

Organizacja – grupa ludzi i infrastruktura, z przypisaniem odpowiedzialności, uprawnień i powiązań.

Polityka jakości – ogół zamierzeń i ukierunkowanie organizacji dotyczące jakości formalnie wyrażone przez najwyższe kierownictwo.

Procedura – ustalony sposób przeprowadzenia działania lub procesu.

Proces – zbiór działań wzajemnie powiązanych lub wzajemnie oddziałujących, które przekształcają wejścia w wyjścia.

Przegląd SZJ – przeprowadzana przez kierownictwo formalna ocena stanu wdrożenia SZJ i jego adekwatności do polityki jakości i celów.

Wyrób – wynik procesu.

Zagrożenie (narażenie potencjalne) – narażenie, które może nastąpić, przy czym prawdopodobieństwo jego wystąpienia i wielkość mogą być wcześniej oszacowane.

Zapis – dokument, w którym przedstawiono uzyskane wyniki lub dowody przeprowadzonych działań.

Zdarzenie radiacyjne – sytuacja związana z zagrożeniem, wymagająca podjęcia pilnych działań w celu ochrony pracowników i ludności.

Ogólne wymagania dotyczące systemów zarządzania jakością przedstawiono w wymienionych normach:

- ISO 9000:2005 / PN-EN ISO 9000:2006 Systemy zarządzania jakością. Podstawy i terminologia
- ISO 9001:2000 / PN-EN ISO 9001:2001 Systemy zarządzania jakością. Wymagania
- ISO 9004:2000 / PN-EN ISO 9004:2001 Systemy zarządzania jakością. Wytyczne doskonalenia funkcjonowania
- ISO 19011:2002 / PN-EN ISO 19011:2005 Wytyczne dotyczące auditowania systemów zarządzania jakością lub zarządzania środowiskowego

Również Państwowa Agencja Atomistyki sformułowała wymagania dotyczące systemów zarządzania jakością podczas prowadzenia prac w warunkach narażenia. Mają one postać wytycznych inspektora dozoru jądrowego do programu zapewnienia jakości działalności związanej z narażeniem na promieniowanie jonizujące i obejmują:

1. Odpowiedzialność kierownictwa jednostki organizacyjnej.

- 1.1. Uzasadnienie, że prowadzona polityka jakości w zakresie bezpieczeństwa jądrowego i ochrony radiologicznej jest:
  - 1.1.1. odpowiednia do rodzaju i zakresu prowadzonej działalności związanej z narażeniem na promieniowanie jonizujące,
  - 1.1.2. spełnia wymagania obowiązujących przepisów w zakresie bezpieczeństwa jądrowego i ochrony radiologicznej (podać jakich).
- 1.2. Zapewnienie, że:
  - 1.2.1. prowadzona polityka jakości w zakresie bezpieczeństwa jądrowego i ochrony radiologicznej jest znana i zrozumiała w komórkach organizacyjnych bezpośrednio prowadzących działalność związaną z narażeniem na promieniowanie jonizujące oraz jest przeglądana pod względem jej skuteczności,
  - 1.2.2. opracowany program zapewnienia jakości w zakresie bezpieczeństwa jądrowego i ochrony radiologicznej będzie wdrożony, utrzymywany a jego skuteczność udoskonalana. Wszelkie zmiany w systemie określonym programem nie zakłócą jego integralności.
- 1.3. Ustalenie częstotliwości przeglądu programu w celu zapewnienia jego stałej przydatności, adekwatności i skuteczności.
- 1.4. Wyznaczenie przez kierownika jednostki organizacyjnej osoby odpowiedzialnej za nadzór nad wdrożeniem i utrzymaniem programu zapewnienia jakości, ustalenie jej podległości i uprawnień wynikających z powierzonej odpowiedzialności.

2. Księga jakości.

- 2.1. Zakres działań jednostki organizacyjnej objęty programem zapewnienia jakości.
- 2.2. Obowiązujące w jednostce organizacyjnej: regulaminy, instrukcje i inne dokumenty ustanawiające procedury wymagane przepisami w zakresie bezpieczeństwa jądrowego i ochrony radiologicznej.
- 2.3. Opis zakresu dokumentów i ich wzajemnego oddziaływania.

### 3. Nadzór na dokumentami.

- 3.1. Procedura zatwierdzania tworzonych dokumentów oraz przeglądu dokumentów i ich aktualizowania i ponownego zatwierdzania.
- 3.2. Zapewnienie, że tworzone dokumenty będą:
  - 3.2.1. aktualizowane na bieżąco,
  - 3.2.2. dostępne w miejscu ich użytkowania w odpowiedniej wersji,
  - 3.2.3. zawsze czytelne i łatwe do zidentyfikowania.
- 3.3. Zapewnienie, że dokumenty pochodzące z zewnątrz będą dostępne we wskazanym miejscu.

### 4. Kompetencje i szkolenie.

- 4.1. Wewnętrzny nadzór nad przestrzeganiem wymagań bezpieczeństwa jądrowego i ochrony radiologicznej oraz kompetencje sprawujących go osób.
- 4.2. Stanowiska mające istotne znaczenie dla zapewnienia bezpieczeństwa jądrowego i ochrony radiologicznej oraz kompetencje zajmujących je osób.
- 4.3. Częstotliwość i zakres prowadzonych wewnętrznych szkoleń.

### 5. Ochrona zdrowia.

- 5.1. Środki ochrony osobistej.
- 5.2. Opieka i nadzór medyczny.
- 5.3. Dokumentacja medyczna.

### 6. Infrastruktura.

- 6.1. Obiekty i urządzenia istotne z punktu widzenia bezpieczeństwa jądrowego i ochrony radiologicznej i ich uznanie przez kompetentne organy.
- 6.2. Wyposażenie techniczne środowiska pracy.
- 6.3. Sprzęt dozymetryczny i jego wzorcowanie.
- 6.4. Transport drogowy – wyposażenie i badania techniczne pojazdów.

### 7. System ochrony fizycznej.

- 7.1. Rodzaje przedsięwzięć organizacyjnych i technicznych w zakresie ochrony fizycznej.
- 7.2. Obiekty i materiały jądrowe podlegające ochronie fizycznej z podziałem materiałów jądrowych na kategorie.
- 7.3. Sposób przeprowadzania okresowej kontroli systemu ochrony fizycznej.

### 8. Dozymetria.

- 8.1. Sposób kontroli narażenia na promieniowanie jonizujące.
- 8.2. Częstotliwość i zakres prowadzonych pomiarów dozymetrycznych.

### 9. Ewidencje.

- 9.1. Prowadzone ewidencje.
- 9.2. Wzór kart ewidencyjnych. [13]

Przepisy prawa atomowego opisują, oddzielnie, założenia dla systemu zarządzania w obiektach jądrowych.

Zintegrowany system zarządzania obejmuje:

- 1) politykę jakości;
- 2) program zapewnienia jakości;
- 3) opis systemu zarządzania;
- 4) opis struktury organizacyjnej;
- 5) opis odpowiedzialności, obowiązków, uprawnień i wzajemnych oddziaływań w dziedzinach zarządzania, realizacji i ocen;
- 6) opis wzajemnych oddziaływań z podmiotami zewnętrznymi;
- 7) opis procesów zachodzących w jednostce organizacyjnej wraz z informacjami pomocniczymi wyjaśniającymi, w jaki sposób dokonuje się przygotowania, przeglądu, wykonania, dokumentowania, oceny i ulepszania działalności;
- 8) przyjętą klasyfikację bezpieczeństwa systemów oraz elementów konstrukcji i wyposażenia obiektu jądrowego;
- 9) wstępny raport bezpieczeństwa lub raport bezpieczeństwa obiektu.

## 11.2. Akredytowane obszary działalności



**KAPITAŁ LUDZKI**  
NARODOWA STRATEGIA SPÓJNOŚCI



**UNIA EUROPEJSKA**  
EUROPEJSKI  
FUNDUSZ SPOŁECZNY



Niektóre z obszarów działalności związanej z zastosowaniem promieniowania jonizującego, wymagają uzyskania odpowiedniej akredytacji. Do takich obszarów zalicza się szacowanie wielkości dawki pochodzącej od narażenia zewnętrznego, wzorcowanie aparatury dozymetrycznej oraz kontrolę zawartości naturalnych izotopów promieniotwórczych potasu K-40, radu Ra-226 i toru Th-228 w surowcach i materiałach stosowanych w budynkach przeznaczonych na pobyt ludzi i inwentarza żywego, a także w odpadach przemysłowych stosowanych w budownictwie.

Odpowiedniej akredytacji udziela Polskie Centrum Akredytacji. Jej otrzymanie wymaga wdrożenia systemu zarządzania jakością zgodnego z normą PN-EN ISO/IEC 17025 Ogólne wymagania dotyczące

laboratoriów badawczych i wzorcujących.

Wymogi tej normy obejmują księgę jakości, procedury wykonywanych badań lub wzorcowań, postępowanie z klientem, dbanie o poziom usług oraz ciągłe doskonalenie.

W akredytowanej jednostce organizacyjnej musi być wyznaczony kierownik ds. jakości, do którego zadań należy nadzór nad utrzymaniem systemu zapewnienia jakości.

Kontrolę systemu zapewniają regularnie przeprowadzane audyty wewnętrzne i zewnętrzne oraz przeglądy zarządzania przeprowadzane przez najwyższe kierownictwo.

## Rozdział 12

### OCHRONA RADIOLOGICZNA W MEDYCYNIE

#### 12.1. Wstęp

Promieniowanie jonizujące jest wykorzystywane w medycynie w procedurach diagnostycznych i terapeutycznych. W radiologii – diagnostyka obrazowa i radiografia interwencyjna, w medycynie nuklearnej – diagnostyka i terapia, radioterapia.

Ochrona radiologiczna w medycynie dotyczy personelu, wykonującego procedury medyczne z użyciem źródeł promieniowania jonizującego, oraz pacjentów. Personel jest traktowany jako osoby zawodowo narażone i obowiązują go wszystkie przepisy dotyczące zasad pracy, limitów, monitoringu narażenia, itp.

Inaczej wygląda sytuacja w przypadku ochrony radiologicznej pacjenta. Jej zasady zostaną omówione w niniejszym rozdziale.

Źródłem narażenia dla największej grupy osób są właśnie procedury medyczne, a rejestrowane podczas nich dawki, jakie otrzymują pacjenci, są największe. Należy tu wspomnieć o tym, że dawek pochodzących od narażenia medycznego nie wlicza się do dawki rocznej, której limit wynosi 1 mSv dla osób z ogółu ludności.

Za osoby narażone, oprócz pacjentów uznaje się osoby towarzyszące pacjentowi (przyjaciele, rodzina, ochotnicy) w szpitalu lub domu (świadomie i z własnej woli) oraz ochotników biorących udział w badaniach medycznych.

#### 12.2. Zasady ochrony radiologicznej w medycynie

Zgodnie z ustawą Prawo atomowe, ochrona radiologiczna pacjenta to zespół czynności i ograniczeń zmierzających do zminimalizowania narażenia pacjenta na promieniowanie jonizujące, które nie będzie nadmiernie utrudniało lub uniemożliwiało uzyskania pożądaných i uzasadnionych informacji diagnostycznych lub efektów leczniczych

Optymalizacja ochrony radiologicznej pacjenta polega na ograniczaniu efektywnej dawki promieniowania jonizującego, zapewnieniu uzyskania wyniku badania o założonych walorach diagnostycznych oraz redukcji badań niepotrzebnie powtarzanych i wadliwie wykonanych. Osiąga się to przez przestrzeganie zasady ALARA, stosowanie najbardziej zaawansowanej aparatury oraz prawidłowe postępowanie podczas codziennej praktyki.

Wykonanie procedury medycznej z wykorzystaniem promieniowania jonizującego wymaga uzasadnienia, czyli wykazania przewagi oczekiwanych korzyści zdrowotnych dla pacjenta lub społeczeństwa nad uszczerbkiem zdrowotnym, który ekspozycja może spowodować. Pod uwagę



należy wziąć również ocenę korzyści i ryzyka związanych ze stosowaniem alternatywnych procedur, służących temu samemu celowi, prowadzących do mniejszej ekspozycji na promieniowanie jonizujące lub nienarażających na jego działanie.

Skuteczność stosowane w określonej sytuacji klinicznej, procedur musi zostać udowodniona lub powszechnie uznana.

### 12.3. Poziomy wskaźnikowe

W medycynie nie stosuje się limitów dawek promieniowania otrzymanych przez pacjentów. Stosuje się jedynie poziomy wskaźnikowe czyli rozsądne wielkości dawek, które można osiągnąć stosując w sposób normalny poprawne procedury, w przypadku typowych badań lub zabiegów i pacjentów o przeciętnej budowie ciała. Wartości poziomów wskaźnikowych są tylko pewnymi sugestiami i jeśli sytuacja tego wymaga, mogą być stosowane elastycznie.

Nie ma jednoznacznie określonej metody wyrażania poziomów wskaźnikowych. W USA określa się dawkę ekspozycyjną na powierzchni skóry (ESE) mierzona swobodnie w powietrzu, a w Europie – wejściową dawkę powierzchniową (ESD) z uwzględnieniem rozpraszania wstecznego fantomu.

W tabeli 12.1 przedstawiono wartości poziomów wskaźnikowych dla niektórych procedur medycznych.

Tab. 12.1. Wartości poziomów wskaźnikowych dawki efektywnej

Procedura
Klatka piersiowa
Czaszka
Odcinek piersiowy kręgosłupa
Odcinek lędźwiowy kręgosłupa
Tomografia głowy
Tomografia klatki piersiowej
Tomografia brzucha lub miednicy

### 12.4. Ochrona radiologiczna w radiologii

Radiologia to najstarsza metoda obrazowania ciała człowieka, jej początki sięgają końca XIX wieku, gdy Wilhelm Roentgen odkrył promieniowanie nazwane później promieniowaniem rentgenowskim. W czasach współczesnych radiologia obejmuje „tradycyjną” metodę obrazowania, tomografię komputerową, radiografię interwencyjną. Promieniowanie rentgenowskie jest stosowane również w celach terapeutycznych.

Promieniowanie rentgenowskie wytwarza się w lampach rentgenowskich, które są podstawowym elementem systemów obrazowania a radiologii. Rozpędzone ładunki (np. elektrony) emitowane z katody bombardują tarczę (anodę). W wyniku zahamowania na anodzie powstają dwa rodzaje promieniowania: ciągle (promieniowanie hamowania) i charakterystyczne.

Katoda to elektroda o potencjale ujemnym w postaci spirali z trudnotopliwego materiału. Przyłożone do niej wysokie napięcie, rzędu kilkudziesięciu kV, powoduje żarzenie i termoemisję elektronów.

Anoda jest wykonana z materiałów o wysokiej liczbie atomowej  $Z$ , (zwiększa, wprost proporcjonalnie, efektywność generowania promieniowania rentgenowskiego), wysokiej temperaturze topnienia i niskim ciśnieniu parowania.

Prawie cała energia rozpędzonych elektronów zamieniana jest na ciepło, więc temperatura anody wzrasta wraz z czasem trwania generacji promieniowania (chłodzenie cieczą lub wirowaniem anody). Rozpędzone elektrony nie powinny napotykać na swojej drodze żadnych przeszkód w postaci atomów gazu. Lampa jest wypełniona próżnią, stąd materiał anody musi charakteryzować się niskim ciśnieniem parowania.

Źródło promieniowania rentgenowskiego powinno być punktowe, co jest korzystne dla generowania obrazu, a powierzchnia, na której hamowane są elektrony powinna być jak największa, co pozwala na efektywne odprowadzenie ciepła z anody. Stanowi to pewną sprzeczność, ale jest możliwe do zrealizowania.

Anodę konstruuje się w postaci ściętego walca, co pozwala na uzyskanie dużej powierzchni, na którą pada promieniowanie i jednocześnie małej powierzchni, od której się ono odbija.





Po wyjściu z lampy promieniowanie rentgenowskie jest filtrowane, formowane za pomocą kolimatora, następnie przenika przez badany obiekt, dociera do kratki przeciwrozproszeniowej i do detektora. Cele filtracji jest zmiana widma promieniowania X za pomocą ośrodka pochłaniającego przez wyeliminowanie promieniowania miękkiego o dużej długości fal, które mają zbyt małą energię i zostają pochłonięte przez powierzchniowe warstwy zwiększając narażenie pacjenta. Rozróżnia się następujące rodzaje filtrów:

*własny* - obudowa samej lampy, otaczający ją olej transformatorowy oraz okienko kołpaka,  
*dodatkowy* - mocowany na zewnątrz kołpaka. W zależności od przeznaczenia: absorpcyjny, charakterystyczny lub kompensacyjny,  
*absorpcyjny* - pochłania promieniowanie miękkie,  
*charakterystyczny (selektywny)* - eksponuje promieniowanie charakterystyczne o długościach fal z zakresu nieciągłości współczynnika pochłaniania, silnie wyrównuje nadmierne pochłanianie fragmentu prześwietlanego organu, wynikające np. nierównomiernej grubości, w stosunku do otoczenia.

Kolimator umieszcza się bezpośrednio przed okienkiem kołpaka lub głowicy w celu nadania odpowiedniego dla danego zastosowania kształtu wiązki promieniowania.

Przesłony przeciwrozproszeniowe pochłaniają promieniowanie rozproszone, które powstaje podczas przenikania wiązki pierwotnej przez badany obiekt.

Innym sposobem na zmniejszenie udziału promieniowania jonizującego jest zmniejszenie grubości warstwy przez uciśnięcie obszaru badanego.

Detektory promieniowania rentgenowskiego są jednocześnie rejestratorami obrazu. W radiologii stosuje się detektory analogowe lub cyfrowe. Detektor analogowy to film z jedno lub dwustronną warstwą emulsji umieszczony w światłoszczelnej kasecie, wewnątrz której znajduje się jeden lub dwa ekrany wzmacniające, ściśle przylegające do filmu.

Detektory cyfrowe umożliwiają zapis obrazu w formie cyfrowej.

#### 12.4.1. Specjalne metody radiologiczne

Oprócz „tradycyjnej techniki obrazowania rentgenowskiego, stosuje się tzw. metody specjalne, dedykowane do określonych zastosowań.

Mammografia – metoda obrazowania gruczołu piersiowego, zbudowanego z miękkich tkanek i tłuszczu. Na tradycyjnym zdjęciu rentgenowskim nie można odróżnić tkanki zdrowej od nowotworu. Zastosowanie specjalnej aparatury, emitującej promieniowanie o niższej energii pozwala na uzyskanie obrazu o odpowiednich parametrach, który umożliwia postawienie właściwej diagnozy.

Fluoroscopia – obserwacja obrazu na monitorze, w sposób ciągły.

Angiografia – obrazowanie po podaniu do organizmu kontrastu, który pochłania promieniowanie.

Metoda umożliwia uzyskiwanie obrazów naczyń krwionośnych.

Tomografia komputerowa – komputerowa rekonstrukcja przekrojów i obrazów trójwymiarowych.

#### 12.4.2. Dozymetria w radiologii

Wielkość szkód spowodowanych w organizmie pacjenta na skutek promieniowania wykorzystywanego podczas procedur medycznych określa się za pomocą dawki efektywnej:

$$E = S_T w_T \cdot H_T$$

- $E$  : dawka efektywna
- $w_T$  : współczynnik wagowy narządu lub tkanki T
- $H_T$  : dawka równoważna w narządzie lub tkance T

Ponieważ jest to wielkość niemierzalna w sposób bezpośredni, w dozymetrii medycznej wykonuje się pomiary innych wielkości, które obrazują narażenie pacjenta.

W radiografii i fluoroskopii mierzy się Entrance Surface Dose ESD na powierzchni ciała pacjenta lub fantomu z uwzględnieniem rozproszenia wstecznego lub Dose Area Product DAP, czyli dawkę w powietrzu.

Pomiar ESD jest jedynym nieinwazyjnym sposobem pomiaru dawki pochłoniętej w narządzie. Do szacowania narażenia wewnętrznego stosuje się modele matematyczne, np. symulacje Monte Carlo. W przypadku badań złożonych zalecaną wielkością dozymetryczną jest iloczyn dawki przez powierzchnię DAP.



Dawkę pochłoniętą wyznacza się na podstawie DAP poprzez modelowanie Monte Carlo, wyznaczenie dawki pochłoniętej w narzędziu. Po obliczeniu dawki pochłoniętej, dawka efektywna jest liczona wg zaleceń ICRP.

#### 12.4.3. Dozymetria w tomografii komputerowej

W tomografii komputerowej dawkę pochłoniętą wyznacza się za pomocą:

- CTDI (Computed Tomography Dose Index)
- DLP (Dose-Length Product)
- MSAD (Multiple Scan Average Dose)

CTDI mierzy się w cylindrycznym fantomie PMMA, w środku i na brzegach. Wyznacza się sumę dawki w 14 kolejnych przekrojach, dawkę na głębokości 100mm, lub stosunek CTDI do ładunku Q wyrażonego w mAs

DLP to wielkość analogiczna do DAP we fluoroskopii.

Multiple Scan Average Dose to średnia dawka wielokrotnego skanowania:

$$MSAD = 1/I \int_{-nI/2}^{nI/2} D(z) dz$$

gdzie:

n – liczba skanów,

I – interwał między przekrojami,

D(z) – dawka w położeniu z,

z – oś równoległa do osi obrotu

#### 12.4.4. Dozymetria w mammografii

W mammografii określa się średnią dawkę w gruczole (Average Glandular Dose), wyznaczaną na podstawie dawki powierzchniowej lub wejściowej kermy w powietrzu. Pomiar jest wykonywany za pomocą detektorów TLD lub odpowiednio wykalibrowanej lampy i rejestracja parametrów

#### 12.5. Ochrona radiologiczna w medycynie nuklearnej

Medycyna nuklearna to procedury diagnostyczne i terapeutyczne wykorzystujące otwarte źródła promieniowania. Po wprowadzenia radiofarmaceutyku do organizmu człowieka, śledzi się jego położenie i określa aktywność za pomocą detektorów.

Diagnostyka z użyciem otwartych źródeł promieniowania pozwala na uzyskanie danych klinicznych dotyczących dystrybucji radiofarmaceutyków w organizmie człowieka oraz rejestrację obrazów rozkładu aktywności w celu określenia czynności narządów

Terapia natomiast prowadzi do naświetlenia określoną dawką pochłoniętą tkanki docelowej w celu uzyskania pożądanego efektu (np. zmniejszenie rozmiaru guza).

Aktywność radiofarmaceutyku jaka może być zastosowana w określonym przypadku jest określona w zaleceniach lub klinicznych procedurach diagnostycznych i powinna być obliczona dla każdego pacjenta na podstawie znanych modeli biokinetycznych.

Przepisana dawka pochłonięta ma spowodować pożądaną efekt terapeutyczny w napromieniowanym narzędziu lub tkance. Dawka pochłonięta powinna zostać określona każdorazowo przez lekarza.

Procedurę diagnostyczną w medycynie nuklearnej rozpoczyna skierowanie z uzasadnieniem.

Następnie lekarz określa aktywność, dochodzi do przygotowania radiofarmaceutyku, który jest podawany pacjentowi. Po wykonaniu badania sporządzana jest jego ocena i raport.

W zabiegu terapeutycznym niezbędne jest skierowanie z uzasadnieniem, określenie dawki i danych biokinetycznych. Przygotowany na tej podstawie radiofarmaceutyk jest podawany pacjentowi, który następnie jest poddany obserwacji, umożliwiającej określenie efektów terapii.

Procedury medycyny nuklearnej mogą wykonywać jedynie jednostki medyczne posiadające odpowiednie zezwolenie. Stosowana aparatura musi być skonstruowana w taki sposób, aby awaria jednego komponentu systemu była niezwłocznie wykrywana tak, a wszelkie nieplanowane narażenie pacjentów było ograniczone do minimum. Jako aparaturę dozymetryczną w medycynie nuklearnej stosuje się różnego rodzaju mierniki aktywności (np. detektor do badań tarczycy, gammakamera).



### 12.5.1. Radiofarmaceutyki

Wszelkie materiały radioaktywne muszą być prawidłowo oznakowane i używane zgodnie z instrukcją producenta.

Prace z użyciem materiałów promieniotwórczych muszą być wykonywane w zamkniętym pomieszczeniu z podciśnieniem

Kontrola jakości radiofarmaceutyku obejmuje ocenę czystości radiologicznej, radiochemicznej i chemicznej, sterylności oraz braku zawartości pirogenów. Za jakość odpowiada producent.

Bezpieczeństwo pracy ze źródłami zapewniają:

- 1 klasyfikacja terenów
- 1 przepisy
- 1 nadzór
- 1 monitoring indywidualny
- 1 monitoring miejsca pracy
- 1 szkolenia
- 1 plany awaryjne
- 1 pojemniki osłonne,
- 1 manipulatory,
- 1 osłony strzykawek,
- 1 ubiór ochronny

### 12.5.2. Wyznaczanie dawki

Wyznaczając dawkę, jaką ma otrzymać pacjent podczas wykonywania procedury medycyny nuklearnej, należy brać pod uwagę dystrybucję radionuklidu w organizmie i jego gromadzenie w organach krytycznych, niejednorodny rozkład nuklidu w organizmie, okres biologicznego półtrwania nuklidów (zależny od wieku pacjentów i stanów chorobowych).

Wartość dawki zależy od:

- rodzaju radionuklidu
- aktywności podanej
- aktywności w narządzie
- rozmiaru i kształtu narządu
- aktywności w innych narządach
- kinetyki radiofarmaceutyku
- jakości radiofarmaceutyku

Do oceny dawki otrzymywanej przez pacjentów stosowany jest model MIRD (Medical Internal Radiation Dose). Zakłada on, że źródłem promieniowania jest narząd zawierający radionuklid, a targetem narząd, dla którego ma być określona dawka. Źródło i target mogą być tym samym narządem. Dawka w narządzie wynosi:

$$D = \tilde{A}S \quad (S = nEf/m)$$

gdzie:

$\tilde{A}$  – aktywność w źródle,

$nE$  – energia emitowana podczas jednego rozpadu,

$F$  – energia zaabsorbowana przez narząd docelowy

$m$  – masa narządu docelowego

Wartość  $S$  zależy od radionuklidu i geometrii. Wyznaczanie energii zaabsorbowanej jest możliwe tylko za pomocą metod Monte Carlo.

## 12.6. Ochrona radiologiczna w radioterapii

### 12.6.1. Radioterapia

Radioterapia jest jedną z głównych technik leczenia nowotworów (często w połączeniu z chemioterapią lub chirurgią). Polega na naświetlaniu obszaru nowotworu wiązką promieniowania jonizującego i jest stosowana w ponad 50 % przypadków leczenia nowotworów.



Radioterapię stosuje się w przypadku nowotworów głowy i szyi, ginekologicznych, prostaty, miednicy, odbytu, pęcherza moczowego, mózgu, jako leczenie uzupełniające nowotworów piersi oraz leczenie paliatywne.

Celem radioterapii jest zniszczenie nowotworu za pomocą odpowiedniej dawki promieniowania jonizującego. Wykorzystuje się tu fakt, że dawka potrzebna do zniszczenia komórek nowotworowych jest niższa niż dawka konieczna do zniszczenia zdrowych komórek.

### 12.6.2. Ochrona radiologiczna

Wymagania ochrony radiologicznej w radioterapii obejmują m.in. zasady projektowania urządzeń do naświetlań. Systemy radioterapii powinny być skonstruowane w taki sposób, aby uszkodzenie jednego komponentu systemu było natychmiast wykrywane i możliwe było jego zastąpienie przez inny komponent oraz naprawa. Należy dążyć do minimalizacji wpływu błędów ludzkich na zwiększenie dawki. W tym celu należy zaprojektować aparaturę w taki sposób, aby konieczne było każdorazowe wskazanie i potwierdzenie parametrów takich jak energia, odległość od 'targetu', wielkość pola, kierunek wiązki, czas naświetlania oraz wielkość dawki.

W przypadku odłączenia zasilania, źródło musi znaleźć się wewnątrz osłony. Muszą istnieć co najmniej dwa niezależne systemy pozwalające na zakończenie napromieniania oraz blokady bezpieczeństwa lub inne środki zapobiegania zastosowania urządzenia w warunkach innych niż wybrane w panelu sterowania.

Plan awaryjny musi uwzględniać podejmowanie wszelkich uzasadnionych środków w celu zminimalizowania skutków awarii i błędów, plany postępowania w przypadku wystąpienia awarii i błędów oraz przeprowadzanie ćwiczeń okresowych.

Aparatura stosowana w radioterapii musi spełniać wymagania norm IEC i ISO oraz norm krajowych (PN). Specyfikacja pracy i instrukcje obsługi muszą być napisane w języku zrozumiałym dla użytkowników.

Pomieszczenia z urządzeniami do radioterapii to, zgodnie z przepisami, teren kontrolowany, który obejmuje pomieszczenie kontrolne, pomieszczenie z aparaturą oraz maszynownię.

Konstrukcyjne blokady bezpieczeństwa mogą zostać odłączone w trakcie zabiegów konserwacyjnych, tylko pod bezpośrednim nadzorem personelu technicznego za pomocą odpowiednich urządzeń, kodów i kluczy.

Systemy bezpieczeństwa muszą obejmować odpowiednią sygnalizację informującą o włączeniu/wysunięciu i wyłączeniu/wsunięciu źródła.

Pomieszczenie terapeutyczne powinno mieć możliwie największe rozmiary. Zapewnia to odpowiednie miejsce dla pacjenta i na niezbędne akcesoria, a także stanowi pierwszą osłonę, ze względu na dużą odległość od źródła promieniowania osób przebywających w sąsiedztwie pomieszczenia terapeutycznego.

Projekt pracowni musi obejmować także odpowiednie usytuowanie poczekalni, które uniemożliwi przypadkowego wejście do pomieszczenia terapeutycznego, a także ograniczy czas przebywania w sąsiedztwie pomieszczenia terapeutycznego.

Osłony stosowane wokół aparatury do radioterapii mają zapewnić osłonę przed promieniowaniem pierwotnymi i rozproszonym. Roczna dawkę efektywną określa się z zależności:

$$E = WUT / d^2 \text{ Sv/rok}$$

T - parametr zależny od częstotliwości przebywania osób (pacjenci i personel), wartości od 1 dla obszarów roboczych do 0.06 dla toalet i parkingów

W - obciążenie

U - współczynnik wykorzystania = 0,25

d - odległość zewnętrznej ściany od źródła

### 12.6.3. Wielkości i pojęcia w dozymetrii w radioterapii

SSD (Source to Skin Distance) - odległość między źródłem i skórą pacjenta. Standardowe wielkości 50 cm dla urządzeń z Cs 137, 80 – 100 dla urządzeń z Co 60, 100 cm dla akceleratorów liniowych.

SAD (Source to Axis Distance) - odległość między źródłem, a izocentrum. Wartości: 80 cm – 100 cm dla urządzeń z Co 60, 100 cm dla akceleratorów liniowych.

Izocentrum - punkt przecięcia osi obrotu gantry, leżanki, kolimatora i wiązki. Prawidłowy kierunek wiązki jest zapewniony jeżeli środek guza jest umieszczony w punkcie izocentrum.

Wielkość pola - szerokość i długość wiązki promieniowania w odległości SSD lub SAD. Wielkość pola na dowolnej głębokości szerokość połówkowa profilu na tej głębokości.

Półcień - nieostra krawędź wiązki powstająca na skutek skończonych rozmiarów. Półcień geometryczny zależy od wymiarów źródła, SDD i SSD.

Półcień radiologiczny/fizyczny zależy od rozproszeń, energii (im niższa tym większy) oraz gęstości ośrodka rozpraszającego

Współczynniki wyznaczania dawki pochłoniętej:

Percentage depth dose (PDD) - wielkość pola określa się na powierzchni fantomu, wzrasta z SSD, energią wiązki, wielkością pola, maleje z głębokością.

Tissue Air Ratio (TAR) - rozmiar pola określane w SAD, nie zależy od SSD, zależy od energii i głębokości

Tissue Maximum Ratio (TMR)

Tissue Phantom Ratio (TPR)

Scatter Air Ratio (SAR) - rośnie z energią i wielkością pola, maleje z głębokością

Scatter Maximum Ratio (SMR)

#### 12.6.4. Kontrola jakości w radioterapii

Ważnym elementem ochrony radiologicznej w radioterapii jest kontrola jakości. Obejmuje ona parametry mechaniczne i optyczne aparatury (wielkość pola, izocentrum, pole promieniowania) oraz parametry wiązki (napięcie i natężenie prądu, parametry wiązki wyjściowej, test pomiaru czasu, wielkość ogniska, rozproszenia).

Okresowo przeprowadzane są także testy bezpieczeństwa, które obejmują np. blokadę drzwi, przełączniki ruchu, sygnalizację świetlną i wyłącznik awaryjny.

Testy dozymetryczne przeprowadza się za pomocą fantomów ciała człowieka z umieszczonymi wewnątrz detektorami (np. TLD). Konstrukcja takich fantomów uwzględnia najbardziej wrażliwych narządów (np. gonady, oczy, ...)

Testy jakości źródeł izotopowych stosowanych w radioterapii obejmują pomiary aktywności (raz w miesiącu) i czasu (codziennie).

W akceleratorach liniowych wykonuje się codziennie pomiary mocy dawki i energii promieniowania, a co pół roku profilu i symetrii wiązki oraz półcienia.

W brachyterapii przeprowadza się testy bezpieczeństwa oraz kontroluje integralność i położenie źródła

#### 12.6.5. Planowanie terapii

Planowanie terapii obejmuje wybór stosowanej techniki (SSD lub SAD), określenie liczby wiązek i ich parametrów, a także sposoby modyfikacji wiązki poprzez zastosowanie klinów, osłon lub kompensatorów.

Jako materiał osłonny w radioterapii stosowany jest powszechnie stop Wood'a (Bi, Cd, Pb, Sn), którego współczynnik absorpcji jest zbliżony do ołowiu, a temperatura topnienia oraz plastyczność są niższe, co umożliwia wielokrotne przerabianie materiału w modelarni.

#### 12.6.6. Wypadki w radioterapii

Wypadek w radioterapii to niezamierzone zdarzenie, które może spowodować negatywne skutki. Jego przyczyną może być błąd operatora, awaria aparatury itp. Podczas takiego wypadku poszkodowanymi mogą zostać osoby z populacji, personel lub pacjenci.

Do wypadków, w wyniku których może dojść do narażenia osób z populacji i personelu zalicza się zgubienie źródła promieniowania, zgubienie lub uszkodzenie osłon wyciek lub uwolnienie, niezamierzone narażenie lub skażenie.

Do wypadku w radioterapii może dojść z przyczyn „aparaturowych”, poprzez np. niewłaściwe użycie współczynnika kalibracji, złe porównanie z wzorcem lub złego zaplanowania terapii, w wyniku wprowadzenia niewłaściwych danych wejściowych, niezrozumienia algorytmu lub niewystarczającego szkolenia personelu.



## LITERATURA

- 1 PN-IEC 60050-394:2000, Międzynarodowy słownik terminologiczny elektryki -- Aparatura jądrowa -- Przyrządy
- 2 International Vocabulary of Basic and General Terms in Metrology (VIM - 1993); wydanie polskie - Międzynarodowy Słownik Podstawowych i Ogólnych Terminów Metrologii. Główny Urząd Miar 1996.
- 3 Prawo atomowe, ustawa z dnia 29 listopada 2000 r. (tekst jednolity Dz. U. z 2012 r., poz. 264)
- 4 Materiały szkoleniowe Transition Facility 2005/017-488.03.06 „Bezpieczeństwo jądrowe i ochrona radiologiczna”
- 5 PN-EN 60325:2007, Oprzyrządowanie do ochrony radiologicznej. Mierniki i monitory skażeń promieniotwórczych alfa, beta i alfa/beta (energia beta >60 keV)
- 6 International Atomic energy Agency, International Basic Safety Standards for Protection against Ionizing Radiation and for the Safety of Radiation Sources, Safety Series No. 115, Wiedeń, 1996
- 7 International Organization For Standardization, Nuclear Energy — Vocabulary (Second Edition), ISO 921:1997, ISO, Genewa, 1997
- 8 ISO 27048:2011, Radiation protection -- Dose assessment for the monitoring of workers for internal radiation exposure
- 9 M. Nałęcz, Biocybernetyka i Inżynieria Biomedyczna, t. 9, Fizyka Medyczna, AOW EXIT, 2002
- 10 <http://en.wikipedia.org/wiki/File:JohnvonNeumann-LosAlamos.gif>, dostęp 30kwietnia 2012
- 11 [http://en.wikipedia.org/wiki/File:Stanislaw\\_Ulam\\_ID\\_badge.png](http://en.wikipedia.org/wiki/File:Stanislaw_Ulam_ID_badge.png), dostęp 30kwietnia 2012
- 12 X. G. Xu, K. F. Eckerman, Handbook of anatomical models for radiation dosimetry, CRC Press, 2010
- 13 <http://www.dnz.paa.gov.pl/pzj.htm>, dostęp 30kwietnia 2012



**KAPITAŁ LUDZKI**  
NARODOWA STRATEGIA SPÓJNOŚCI



**UNIA EUROPEJSKA**  
EUROPEJSKI  
FUNDUSZ SPOŁECZNY

