

PAŃSTWOWA AGENCJA ATOMISTYKI
INSTYTUT FIZYKI JĄDROWEJ

Andrzej Hrynkiewicz

DAWKI I DZIAŁANIE BIOLOGICZNE
PROMIENIOWANIA JONIZUJĄCEGO

WARSZAWA — KRAKÓW 1993

SPIS TREŚCI

1. Podstawowe wielkości i jednostki dozymetrii fizycznej	7
1.1. Aktywność	7
1.2. Dawka promieniowania	7
1.3. Moc dawki promieniowania	9
2. Źródła zewnętrzne	10
2.1. Źródło punktowe promieniowania X lub γ	10
2.2. Skażona płaszczyzna	11
2.3. Obłok radioaktywny	13
3. Źródła wewnętrzne	14
3.1. Jednorodny rozkład emitera β	14
3.2. Jednorodny rozkład emitera α	14
3.3. Jednorodny rozkład emitera γ	15
4. Zanik źródeł promieniowania	17
5. Rozpady promieniotwórcze wybranych nuklidów	18
6. Działanie biologiczne promieniowania jonizującego	19
6.1. Efekty stochastyczne i deterministyczne	19
6.2. Dawka równoważna i dawka skuteczna	19
6.3. Skutki napromienienia	22
6.4. Ograniczenia dawek	24
7. Źródła napromienienia	26
7.1. Promieniotwórczość naturalna w środowisku	26
7.2. Próbné wybuchy jądrowe	27
7.3. Energetyka jądrowa	27
7.4. Ekspozycja medyczna	29
7.5. Awarie reaktorów jądrowych	29
7.6. Zagrożenie radiologiczne ludności krajów rozwiniętych	30
Literatura	32

Awaria reaktora w Czarnobylu w 1986 r. i przemieszczanie się nad terenem Polski obłoku zawierającego gazy i pyły radioaktywne, a także kampania przeciwko budowie elektrowni jądrowej w Żarnowcu, spowodowały wzrost zainteresowania dozymetrią promieniowania jonizującego i skutkami napromienienia żywych organizmów. Pomiar skażeń radioaktywnych powietrza, gleby, roślin i produktów żywnościowych były prowadzone w wielu placówkach, ale informacje o stopniu skażeń docierały do publicznej wiadomości w formie, która nie pozwalała (nawet przy znajomości podstaw fizyki) na wykonanie samodzielnych obliczeń i ocenę skutków biologicznych grożącego napromienienia.

Prezentowane opracowanie stanowi zbiór informacji niezbędnych do przeprowadzenia samodzielnie takiej oceny. W prostej do wykorzystania formie podane są wzory odpowiadające różnym przypadkom skażenia radioaktywnego. Szczególną uwagę zwrócono na skażenie izotopami promieniotwórczymi ^{90}Sr , ^{131}I oraz ^{137}Cs , które stanowią główne i najbardziej szkodliwe źródło skażeń w przypadku awarii reaktora jądrowego. Omówione zostały podstawowe wielkości i jednostki stosowane w dozymetrii, naturalne i cywilizacyjne źródła promieniowania jonizującego oraz biologiczne skutki napromienienia.

Serdecznie dziękuję Panu Profesorowi Julianowi Linieckiemu, Kierownikowi Zakładu Medycyny Nuklearnej Akademii Medycznej w Łodzi, za przejrzanie maszynopisu i trafne uwagi, które uwzględniłem w opracowaniu.

Andrzej Hryniewicz

1. PODSTAWOWE WIELKOŚCI I JEDNOSTKI DOZYMETRII FIZYCZNEJ

1.1. AKTYWNOŚĆ

Całkowita aktywność źródła promieniowania A

Przez aktywność źródła rozumiemy liczbę rozpadów promieniotwórczych w jednostce czasu.

Jednostką w układzie SI jest

$$1 \text{ Bq (bekerel)} = 1 \frac{\text{rozpad}}{\text{s}}$$

Często jeszcze używaną, historyczną jednostką równą w przybliżeniu aktywności 1 g radu, jest

$$1 \text{ Ci (kiur)} = 3,70 \times 10^{10} \text{ rozpadów/s}$$

$$1 \text{ Ci} = 37 \text{ GBq}$$

Stężenie aktywności a jest to aktywność jednostki masy, objętości lub powierzchni.

1.2. DAWKA PROMIENIOWANIA

Dawka ekspozycyjna (ekspozycja) E

Jest to dawka promieniowania jonizującego, wytwarzająca w 0,001293 g powietrza (1 cm³ w warunkach normalnych) 1 jednostkę elektrostatyczną jonów każdego znaku.

Jednostką w układzie SI jest 1 C (kulomb)/kg, a jeszcze do niedawna stosowaną był 1 R (rentgen).

$$1 \text{ R} = 2,58 \times 10^{-4} \text{ C/kg}$$

Dawka pochłonięta (energetyczna) D

Średnią dawką pochłoniętą przez daną substancję nazywamy energię pochłoniętą w jednostce masy i mierzymy ją w grejach

$$1 \text{ Gy (grej)} = 1 \text{ J/kg} .$$

Poprzednio stosowaną jednostką był

$$1 \text{ rad} = 100 \text{ erg/g} = 10^{-2} \text{ Gy} .$$

Ponieważ energia potrzebna do wytworzenia w powietrzu jednej jednostki elektrostatycznej jonów każdego znaku wynosi 86,9 erg/g, to

$$1 \text{ R} = 86,9 \text{ erg/g} = 8,69 \times 10^{-3} \text{ J/kg}$$

czyli

$$1 \text{ R} = 8,69 \times 10^{-3} \text{ Gy} .$$

Wiele przyrządów mierzących dawkę promieniowania (dozymetrów) jest wycechowanych w rentgenach, to znaczy mierzy dawkę ekspozycyjną w powietrzu. Dla substancji S dawkę pochłoniętą D_S w Gy obliczamy z dawki ekspozycyjnej \mathcal{E} w R (rentgenach) korzystając z wzoru

$$D_S \text{ (Gy)} = f \mathcal{E} \text{ (R)} , \quad (1)$$

gdzie f jest równoważnikiem energetycznym ekspozycji. W przypadku promieniowania γ lub X

$$f = 8,69 \times 10^{-3} \frac{(\mu_a / \rho)_S}{(\mu_a / \rho)_{\text{pow}}} \quad (2)$$

$(\mu_a / \rho)_S$ i $(\mu_a / \rho)_{\text{pow}}$ są masowymi współczynnikami absorpcji promieniowania odpowiednio w substancji S i powietrzu (μ_a - liniowy współczynnik absorpcji, ρ - gęstość danej substancji). Wartości μ_a / ρ są stabilizowane. W Tabeli 1 podane są wartości μ_a / ρ kilku substancji ważnych z punktu widzenia dozymetrii.

Masowe współczynniki absorpcji μ_a / ρ [1]

μ_a / ρ (cm ² /g)				
E(MeV)	Powietrze	Woda	Tkanka miękka	Kość
0,01	4,66	4,84	4,96	19,0
0,02	0,516	0,523	0,544	2,51
0,05	0,0384	0,0394	0,0409	0,158
0,1	0,0231	0,0252	0,0252	0,0386
0,2	0,0268	0,0300	0,0297	0,0302
0,5	0,0297	0,0330	0,0327	0,0316
1,0	0,0280	0,0311	0,0308	0,0297
1,5	0,0255	0,0283	0,0281	0,0270

Uwaga. Dla fotonów o energii powyżej ca 0,1 MeV dominuje w procesie absorpcji efekt Comptona. Ponieważ przekrój czynny na ten efekt jest proporcjonalny do liczby elektronów, więc absorpcja w jednostce masy jest proporcjonalna do Z/A . Bardzo zbliżone do siebie wartości μ_a / ρ wynikają z tego, że dla lekkich pierwiastków Z/A jest w przybliżeniu wielkością stałą. W przypadku absorpcji fotonów niskich energii dużą rolę odgrywa efekt fotoelektryczny, którego przekrój czynny silnie zależy od Z i od energii.

1.3. MOC DAWKI PROMIENIOWANIA

Mocą dawki P nazywamy dawkę otrzymaną w jednostce czasu. Wobec tego:

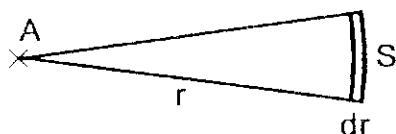
$$\text{moc dawki ekspozycyjnej } P_{\epsilon} = \frac{\epsilon}{t} \text{ (np. w R/godz.) ,}$$

$$\text{moc dawki pochłoniętej } P = \frac{D}{t} \text{ (np. w Gy/godz.) .}$$

2. ŹRÓDŁA ZEWNĘTRZNE

2.1. ŹRÓDŁO PUNKTOWE PROMIENIOWANIA X LUB γ

Obliczmy moc dawki P_γ dla substancji znajdującej się w odległości r od punktowego źródła promieniowania γ o stałej aktywności A , emitującego fotony o energii E_γ



Liczba fotonów padających w ciągu 1 s na powierzchnię S w odległości r od źródła jest równa $\frac{AS}{4\pi r^2}$. Energia

promieniowania pochłonięta w ciągu 1 s w warstwie o grubości dr , czyli w objętości Sdr wynosi

$$\frac{AS}{4\pi r^2} E_\gamma \mu_a dr,$$

gdzie μ_a jest liniowym współczynnikiem absorpcji promieniowania o energii E_γ . Objętość Sdr ma masę $Sdr\rho$, gdzie ρ jest gęstością napromienionej substancji. Wobec tego moc dawki, czyli energia promieniowania pochłonięta w ciągu 1 s przez jednostkę masy

$$P_\gamma = \frac{AS}{4\pi r^2} E_\gamma \mu_a dr / Sdr\rho = \frac{A}{4\pi r^2} E_\gamma \frac{\mu_a}{\rho}. \quad (3)$$

Z wzoru tego wynika, że dawka promieniowania jest proporcjonalna do masowego współczynnika absorpcji μ_a/ρ , co zostało wykorzystane w paragrafie 1.2 do obliczenia równoważnika f (wzór (2)).

Uwaga. Wzór (3) jest uproszczony, gdyż założyliśmy milcząco, że między źródłem, a napromienioną substancją nie następuje pochłanianie fotonów. Jeżeli ośrodkiem, w którym rozchodzi się promieniowanie jest powietrze, to wzór (3) jest wystarczającym przybliżeniem, ponieważ w powietrzu wiązka promieniowania γ o energii w przedziale od 0,1 MeV do 2 MeV w warstwie o grubości 10 m ulega osłabieniu mniejszemu niż 3%.

Wzór (3) można przedstawić w innej postaci, przydatnej do praktycznych obliczeń

$$P_\gamma \text{ (Gy/godz.)} = 4,589 \times 10^{-9} \frac{A(\text{kBq})}{[r(\text{m})]^2} E_\gamma \text{ (MeV)} \frac{\mu_a}{\rho} \left(\frac{\text{cm}^2}{\text{g}} \right). \quad (4)$$

Uwaga. W przypadku gdy emitowanych jest kilka fotonów γ na jeden rozpad a zjawisko konwersji wewnętrznej nie jest do zaniebdania, E_γ należy we wzorach (3) i (4) zastąpić przez

$$\sum_i E_{\gamma i} \frac{k_i}{1+\alpha_i},$$

gdzie k_i jest udziałem w rozpadzie poszczególnych przejść γ , a α_i jest współczynnikiem konwersji wewnętrznej poszczególnych przejść. Można się również posłużyć średnimi wartościami energii promieniowania na jeden rozpad \bar{E}_γ podawanymi w nowoczesnych tablicach radionuklidów [2].

Przykład 1

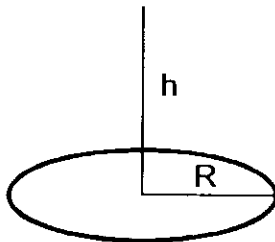
Przebywamy 8 godzin dziennie przez 300 dni w roku w odległości $r = 3$ m od źródła o aktywności $A = 100$ kBq, emitującego fotony o energii $E_\gamma = 0,5$ MeV. Chcemy obliczyć dawkę pochłoniętą w ciągu roku przez tkankę miękką, dla której odczytywana z Tablicy 1 wartość $\mu_a/\rho = 0,0327$ cm²/g. Moc dawki

$$P_\gamma = 4,589 \times 10^{-9} \frac{100}{9} 0,5 \times 0,0327 \text{ Gy/godz.} = 8,34 \times 10^{-10} \text{ Gy/godz.}$$

Dawka w ciągu roku

$$D = 8,34 \times 10^{-10} \text{ Gy/godz.} \times 300 \times 8 \text{ godz.} = 2,00 \mu\text{Gy}.$$

2.2. SKAŻONA PŁASZCZYZNA



Moc dawki na wysokości h nad skażoną powierzchnią w kształcie koła o promieniu R wyraża się wzorem

$$P_\gamma = a \bar{E}_\gamma \frac{\mu_a}{\rho} \frac{1}{4} \left(1 - \frac{h}{\sqrt{R^2 + h^2}} \right) \quad (5)$$

gdzie a jest stałym w czasie stężeniem aktywności (aktywnością jednostki powierzchni). Zakładamy, że połowa emitowanego promieniowania jest absorbowana w podłożu i nie uwzględniamy udziału w napromienieniu promieniowania rozproszonego.

Postać wzoru przydatna do obliczeń

$$P_{\gamma} \left(\frac{\text{Gy}}{\text{godz.}} \right) = 5,767 \times 10^{-8} a \left(\frac{\text{kBq}}{\text{m}^2} \right) \bar{E}_{\gamma} (\text{MeV}) \frac{\mu_a}{\rho} \left(\frac{\text{cm}^2}{\text{g}} \right) F(R, h) , \quad (6)$$

gdzie

$$F(R, h) = \frac{1}{4} \left(1 - \frac{h}{\sqrt{R^2 + h^2}} \right) .$$

Wartości funkcji $F(R, h)$ dla kilku wartości parametrów R i h są podane w Tabeli 2.

Tabela 2

Wartości czynnika geometrycznego $F(R, h)$

h(m)	R(m)				
	1	2	5	10	20
0,25	0,189	0,219	0,238	0,244	0,247
0,50	0,138	0,189	0,225	0,238	0,244
1,0	0,073	0,138	0,201	0,225	0,238
1,5	0,042	0,100	0,178	0,213	0,231
2,0	0,026	0,073	0,157	0,201	0,255

Uwaga. Podobnie jak w przypadku wzoru (3), we wzorze (5) nie zostało uwzględnione pochłanianie promieniowania między skażoną płaszczyzną a napromienianym obiektem.

Przykład 2

Obliczmy moc dawki na wysokości $h = 1$ m nad skażoną powierzchnią przyjmując, że $R = 20$ m, $a = 10$ kBq/m², $\bar{E}_{\gamma} = 0,566$ MeV*, $\mu_a / \rho = 0,032$ cm²/g .

$$P_{\gamma} = 5,77 \times 10^{-8} \times 0,566 \times 0,032 \times 0,238 = 2,49 \times 10^{-9} \text{ Gy/godz.}$$

Dawka otrzymana w ciągu 1 tygodnia

$$D_{\gamma} = 2,49 \times 10^{-9} \times 24 \times 7 \text{ Gy} = 0,42 \text{ } \mu\text{Gy} .$$

* Średnia wartość energii promieniowania γ izotopu ¹³⁷Cs na jeden rozpad.

2.3. OBŁOK RADIOAKTYWNY

Moc dawki wewnątrz obłoku radioaktywnego o stałym stężeniu aktywności a na jednostkę objętości wynosi

$$P_{\gamma} = a \bar{E}_{\gamma} \quad (7)$$

Wzór jest słuszny jeśli założymy, że

- masowe współczynniki absorpcji w powietrzu i napromienionym obiekcie są równe, co jest z dużym przybliżeniem spełnione dla tkanki miękkiej w szerokim zakresie E_{γ} (zob. Tab. 1.),
- promień obłoku jest znacznie większy od średniej drogi swobodnej promieniowania, która w przypadku powietrza, dla $E_{\gamma} = 1$ MeV wynosi ok. 130 m.

Uwaga. Średnia droga swobodna promieniowania $\bar{R} = \mu_0^{-1}$ jest zdefiniowana na podstawie wzoru na osłabienie promieniowania $I = I_0 e^{-\mu_0 l}$, gdzie μ_0 jest liniowym współczynnikiem osłabienia promieniowania, większym od liniowego współczynnika absorpcji ze względu na rolę rozproszenia comptonowskiego. Dla $E_{\gamma} = 1$ MeV w powietrzu $\mu_0 = 0,766$, a więc $\bar{R} = 130,5$ m. W przedziale energii E_{γ} od 0,1 MeV do 2,0 MeV \bar{R} zmienia się od 53 m do 187 m.

Postać wzoru (7) przydatna do obliczeń

$$P_{\gamma} \left(\frac{\text{Gy}}{\text{godz.}} \right) = 4,46 \times 10^{-7} a \left(\frac{\text{kBq}}{\text{m}^3} \right) \bar{E}_{\gamma} (\text{MeV}), \quad (8)$$

gdzie a jest stałym w czasie stężeniem aktywności (aktywnością jednostki objętości).

Przykład 3

Znajdujemy się w obłoku radioaktywnym o stężeniu aktywności $a = 1$ kBq/m³, $\bar{E}_{\gamma} = 0,382$ MeV (¹³¹I). Moc dawki

$$P_{\gamma} = 4,46 \times 10^{-7} \times 1 \times 0,382 \frac{\text{Gy}}{\text{godz.}} = 1,704 \times 10^{-7} \frac{\text{Gy}}{\text{godz.}}$$

Dawka pochłonięta w ciągu doby $D_{\gamma} = 4,09$ μGy.

3. ŹRÓDŁA WEWNĘTRZNE

3.1. JEDNORODNY ROZKŁAD EMITERA β

Z powodu małego zasięgu elektronów β w tkance (rzędu mm) moc dawki wyraża się prostym wzorem

$$P_{\beta} = a \bar{E}_{\beta}, \quad (9)$$

gdzie a jest stężeniem aktywności (wyrażonym np. w kBq/g), a \bar{E}_{β} jest średnią energią kinetyczną elektronów β .

Wzór (8) można zapisać w postaci

$$P_{\beta} \left(\frac{\text{Gy}}{\text{godz.}} \right) = 5,76 \times 10^{-4} a \left(\frac{\text{kBq}}{\text{g}} \right) \bar{E}_{\beta} \text{ (MeV)}. \quad (10)$$

Przykład 4

W tarczycy (o masie 20 g) znajduje się stale* 5 kBq izotopu ^{131}I ($\bar{E}_{\beta} = 0,182 \text{ MeV}$). Moc dawki promieniowania β w tarczycy jest wówczas równa

$$P_{\beta} = 5,76 \times 10^{-4} \frac{5}{20} \times 0,182 \frac{\text{Gy}}{\text{godz.}} = 2,62 \times 10^{-5} \frac{\text{Gy}}{\text{godz.}}$$

a dawka roczna

$$D_{\beta} = 230 \text{ mGy}.$$

3.2. JEDNORODNY ROZKŁAD EMITERA α

Zasięg cząstek α emitowanych przez źródła promieniotwórcze wynosi kilka centymetrów w powietrzu, a kilkadziesiąt μm w tkance. Wobec tego moc dawki wyraża się takim samym wzorem jak w przypadku jednorodnego rozkładu emitera β

$$P_{\alpha} = a \bar{E}_{\alpha}, \quad (11)$$

* W rzeczywistości czas połowicznego rozpadu izotopu ^{131}I wynosi ok. 8 dni (patrz Tab. 4). Możemy jednak założyć, że izotop ten jest stale uzupełniany.

gdzie a jest stężeniem aktywności (np. w kBq/g), a \bar{E}_α jest średnią energią cząstek α , która w przypadku wysyłania przez nuklid cząstek α o jednej tylko energii, jest po prostu tą energią. Wobec tego

$$P_\alpha \left(\frac{\text{Gy}}{\text{godz.}} \right) = 5,76 \times 10^{-4} a \left(\frac{\text{kBq}}{\text{g}} \right) \bar{E}_\alpha \text{ (MeV)} . \quad (12)$$

3.3. JEDNORODNY ROZKŁAD EMITERA γ

Radioaktywny izotop emitujący fotony γ o średniej energii \bar{E}_γ jest równomiernie rozmieszczony w kuli o promieniu R . Proste wzory można otrzymać zakładając, że rozmiary kuli są znacznie mniejsze od średniej drogi swobodnej promieniowania, wynoszącej w tkance miękkiej ok. 25 cm dla fotonów o energii 1 MeV. Przy tym założeniu w środku kuli moc dawki promieniowania

$$P_{\gamma 0} = a \bar{E}_\gamma \frac{\mu_a}{\rho} R , \quad (13)$$

gdzie a jest stężeniem aktywności w kuli (np. w $\frac{\text{kBq}}{\text{cm}^3}$).

Po przeliczeniu otrzymujemy

$$P_{\gamma 0} \left(\frac{\text{Gy}}{\text{godz.}} \right) = 5,76 \times 10^{-4} a \left(\frac{\text{kBq}}{\text{cm}^3} \right) \bar{E}_\gamma \text{ (MeV)} \frac{\mu_a}{\rho} \left(\frac{\text{cm}^2}{\rho} \right) R \text{ (cm)} . \quad (14)$$

W punkcie odległym od środka kuli o r moc dawki promieniowania

$$P_{\gamma r} = L \times P_{\gamma 0} \quad (15)$$

gdzie

$$L = 0,5 + \frac{1 - s^2}{4 s} \ln \frac{1 + s}{|1 - s|} . \quad (16)$$

$P_{\gamma 0}$ jest mocą dawki w środku kuli, natomiast $s = \frac{r}{R}$. W Tabeli 3 podane są wartości czynnika geometrycznego L .

Tabela 3

Czynnik geometryczny L we wzorze (15)

s	0	0,1	0,2	0,5	0,7	1,0	1,5	2,0
L	1	0,997	0,987	0,912	0,816	0,500	0,165	0,088

Średnia moc dawki w kuli:

$$\bar{P}_\gamma = 0,75 P_{\gamma 0} \quad (17)$$

Przykład 5

W gruczole tarczycy o objętości 18 cm^3 , traktowanym jako kula o promieniu $1,63 \text{ cm}^*$ znajduje się stale** aktywność 5 kBq izotopu ^{131}I . Średnia moc dawki promieniowania γ

$$\bar{P}_\gamma = 0,75 \times 5,76 \times 10^{-4} \times \frac{5}{18} \times 0,382 \times 0,0312 \times 1,63 \frac{\text{Gy}}{\text{godz.}} = 2,33 \times 10^{-6} \frac{\text{Gy}}{\text{godz.}}$$

a więc dawka roczna

$$D_\gamma = 20,4 \text{ mGy} .$$

Łączna dawka promieniowania β i γ (przykłady 4 i 5) w tarczycy, zawierającej stale 5 kBq izotopu ^{131}I , jest wobec tego równa

$$D = D_\beta + D_\gamma = 230 \text{ mGy} + 20 \text{ mGy} = 250 \text{ mGy} .$$

* W rzeczywistości tarczycy ma kształt zbliżony do podwójnej elipsoidy.

** Patrz: przypis do przykładu 4 (s. 14).

4. ZANIK ŹRÓDEŁ PROMIENIOWANIA

Aktywność źródła promieniowania maleje w czasie zgodnie z prawem rozpadu radioaktywnego

$$A = A_0 e^{-\frac{t}{\tau}} = A_0 e^{-\frac{0,693 t}{T}}, \quad (18)$$

gdzie τ jest średnim czasem życia, a T czasem połowicznego rozpadu ($T = 0,693 \tau$). Mogą być również inne przyczyny zmian aktywności na podstawie której obliczamy dawki promieniowania. Obłok radioaktywny może być rozpraszany przez wiatr, deszcz może powodować usuwanie z powietrza i opadanie na powierzchnię ziemi aerozoli zawierających substancje promieniotwórcze. Skażenie powierzchni może być usuwane przez spływającą lub wsiąkającą do gruntu wodę. Wchłonięte z wdychanym powietrzem lub przyjmowanym pożywieniem substancje radioaktywne mogą być w naturalny sposób wydalane z organizmu. Te i inne zjawiska, powodujące zmiany aktywności, muszą być uwzględniane przy obliczaniu dawek. W przypadku substancji promieniotwórczych wchłanianych do organizmu można podać biologiczny czas charakteryzujący ich usuwanie. Jeżeli przez T_b oznaczymy biologiczny czas usuwania z organizmu połowy wchłoniętej aktywności w wyniku procesów fizjologicznych, to efektywny czas połowicznego zaniku aktywności obliczony z wzoru, który wynika z sumowania się prawdopodobieństw rozpadu promieniotwórczego i usuwania fizjologicznego ma postać następującą:

$$T_{\text{eff}} = \frac{T T_b}{T + T_b}. \quad (19)$$

W przypadku ^{131}I w tarczycy $T = 8,05$ d, $T_b = 70$ d, czyli $T_{\text{eff}} = 7,2$ d. W przypadku jednorazowego wchłonięcia aktywności, której efektywny czas połowicznego zaniku w organizmie jest równy T_{eff} , sumaryczna dawka musi być obliczona z wzoru

$$D(\text{Gy}) = 1,44 \times P_0 (\text{Gy/godz.}) \times T_{\text{eff}} (\text{godz.}), \quad (20)$$

gdzie P_0 jest początkową mocą dawki.

Przykład 6

Jednorazowe wchłonięcie ^{131}I spowodowało obciążenie tarczycy wynoszące 5 kBq. Sumaryczna dawka otrzymana przez tarczycę

$$D = 1,44 \times (2,62 \times 10^{-5} + 2,33 \times 10^{-6}) \times 7,2 \times 24 \text{ Gy} = 7,1 \text{ mGy}.$$

Wykorzystaliśmy w tym obliczeniu wartości P_β i P_γ z przykładów 4 i 5.

5. ROZPADY PROMIENIOTWÓRCZE WYBRANYCH NUKLIDÓW

W przypadku poważnej awarii reaktora jądrowego największe zagrożenie stanowią trzy nuklidy: ^{90}Sr , ^{131}I oraz ^{137}Cs . Niezbędne do obliczeń dawek dane o ich rozpadach promieniotwórczych podane są w Tabeli 4.

Tabela 4

Rozpady promieniotwórcze ^{90}Sr , ^{131}I oraz ^{137}Cs

Nuklid	T	Typ rozpadu	Średnia energia na rozpad (MeV)	
			\bar{E}_β	\bar{E}_γ
^{90}Sr	28,8 lat	β^-	0,196	—
$^{90}\text{Y}^*$	64,1 godz.	β^-	0,934	—
^{131}I	8,05 d	β^-	0,182	0,382
^{137}Cs	30,2 lat	β^-	0,188	0,566

* ^{90}Y jest promieniotwórczym produktem rozpadu ^{90}Sr : $^{90}\text{Sr} \rightarrow ^{90}\text{Y} \rightarrow ^{90}\text{Zr}$.

Największy wkład do dawek otrzymywanych przez człowieka, a pochodzących z naturalnych źródeł promieniowania wnosi radon ^{222}Rn , który jest produktem rozpadu ^{226}Ra . Dane o promieniowaniu kolejnych produktów rozpadu ^{222}Rn podane są w Tabeli 5.

Tabela 5

Rozpad promieniotwórczy ^{222}Rn

Nuklid	T	Typ rozpadu	Średnia energia na rozpad (MeV)		
			\bar{E}_α	\bar{E}_β	\bar{E}_γ
^{222}Rn	3,83 d	α	5,489	—	—
^{218}Po	3,11 min	α	6,001	—	—
^{214}Pb	27 min	β^-	—	0,220	0,250
^{214}Bi	19,9 min	β^-	—	0,641	1,508
^{214}Po	164 μs	α	7,607	—	—
^{210}Pb	22,3 lat	β^-	—	0,007	4,67
^{210}Bi	5,01 d	β^-	—	0,381	—
^{210}Po	138,4 d	α	5,304	—	—
^{206}Pb	stabilny				

6. DZIAŁANIE BIOLOGICZNE PROMIENIOWANIA JONIZUJĄCEGO

6.1. EFEKTY STOCHASTYCZNE I DETERMINISTYCZNE

Wywołane przez promieniowanie jonizacja lub wzbudzenia atomów i molekuł prowadzą do zmiany struktury molekularnej, co z kolei powoduje zakłócenie ich roli w funkcjonowaniu komórek organizmu. Szczególnie niebezpieczne są uszkodzenia DNA, które mogą wywołać śmierć komórki lub jej modyfikację, jeżeli uszkodzenie nie zostanie całkowicie naprawione. Zmodyfikowana komórka somatyczna, zachowująca zdolność reprodukcji, może zapoczątkować klon, który doprowadzi do rozwoju nowotworu. Jeżeli modyfikacji ulegnie komórka gruczołu piersiowego, to wskutek wywołanej promieniowaniem mutacji genów lub aberracji chromosomów, potomstwo może odziedziczyć cechy odbiegające od normy. Skutki napromienienia, których źródłem są zmiany w pojedynczych komórkach noszą nazwę *efektów stochastycznych*.

Jeżeli w przypadku wielkich dawek promieniowania zbyt duża liczba komórek narządu lub tkanki zostanie zniszczona albo pozbawiona zdolności reprodukcji, narząd traci przejściowo lub na stałe zdolność funkcjonowania. Jeżeli wystąpią nieodwracalne zmiany szczególnie ważnych narządów, może nastąpić śmierć napromienionego osobnika. Są to *efekty deterministyczne*, które występują dopiero po przekroczeniu pewnej dawki progowej.

6.2. DAWKA RÓWNOWAŻNA I DAWKA SKUTECZNA*

Skutki biologiczne napromienienia nie zależą wyłącznie od wielkości dawki pochłoniętej. Mogą być różne dla różnych typów promieniowania. W ocenie skutków biologicznych należy również uwzględnić różnice wrażliwości poszczególnych narządów lub tkanek. W związku z tym wprowadza się dwa nowe pojęcia dawek.

Dawka równoważna H_T dla danego narządu lub tkanki obliczana jest ze średniej dawki pochłoniętej D za pomocą wzoru

$$H_T = \sum_R w_R D_{TR}, \quad (21)$$

gdzie D_{TR} jest dawką promieniowania R pochłoniętą przez tkankę T , a w_R są współczynnikami wagowymi różnych typów promieniowania. Wartości współczynników wagowych w_R są podane w Tabeli 6.

* W wielu polskich opracowaniach, m.in. w "Prawie atomowym", dawka równoważna nazywana jest równoważnikiem dawki a dawka skuteczna - efektywnym równoważnikiem dawki. Należy się spodziewać, że terminy dawka równoważna i dawka skuteczna, wprowadzane przez Międzynarodową Komisję Ochrony Radiologicznej, zostaną powszechnie przyjęte.

Współczynniki wagowe promieniowania w_R [3]

Rodzaj i zakres energii promieniowania	w_R
Fotony wszystkich energii	1
Elektrony i miony wszystkich energii	1
Neutrony < 10 keV	5
10 keV do 100 keV	10
> 100 keV do 2 MeV	20
> 2 MeV do 20 MeV	10
> 20 MeV	5
Protony > 2 MeV (z wyłączeniem protonów odrzutu)	5
Cząstki α , ciężkie jony, fragmenty rozszczepienia	20

Dawka równoważna odpowiadająca dawce pochłoniętej wyrażonej w Gy jest wyrażana w Sv (siwertach). To znaczy, że dawka równoważna odpowiadająca 1 Gy dawki pochłoniętej w przypadku promieniowania γ lub β wynosi 1 Sv, a w przypadku promieniowania α — 20 Sv.

Dawka skuteczna E obliczana jest z dawki równoważnej H za pomocą wzoru

$$E = \sum_T w_T H_T, \quad (22)$$

gdzie w_T są współczynnikami wagowymi różnych tkanek, których wartości podano w Tabeli 7.

Jednostką dawki skutecznej jest również siwert (Sv).

Wzory (21) i (22) można połączyć w jeden

$$E = \sum_T w_T \sum_R w_R D_{TR}. \quad (23)$$

Współczynniki wagowe tkanek w_T [3]

Narząd lub tkanka	w_T
Gruzoły płciowe (gonady)	0,20
Czerwony szpik kostny	0,12
Jelito grube	0,12
Płuca	0,12
Żołądek	0,12
Pęcherz moczowy	0,05
Gruzoły sutkowe	0,05
Wątroba	0,05
Przełyk	0,05
Tarczycyca	0,05
Skóra	0,01
Powierzchnia kości	0,01
Pozostałe	0,05
Całe ciało	1,00

Przykład 7

Przypuśćmy, że dawka pochłonięta D w płucach wywołana cząstkami α wynosi 5 mGy. Wobec tego dawka równoważna jest równa

$$H_T = 20 \times 5 \text{ mGy} = 100 \text{ mSv},$$

a dawka efektywna

$$E = 0,12 \times 100 \text{ mSv} = 12 \text{ mSv}.$$

Skuteczną dawką obciążającą jest dawka sumaryczna otrzymywana przez organizm w ciągu pewnego czasu. Sumaryczna dawka zależy od przebiegu procesu napromienienia. W przypadku dawek od źródeł wewnętrznych zależy ona od przebiegu wchłaniania substancji radioaktywnych i szybkości zanikania ich aktywności w organizmie (T_{eff}). Skuteczna dawka obciążająca $E(\tau)$ jest całką z mocy dawki liczonej od momentu rozpoczęcia wchłaniania radionuklidu do czasu τ . Jeżeli czas τ nie jest podany, to znaczy że górną granicą całkowania jest 50 lat w przypadku osób dorosłych i 70 lat w przypadku dzieci. Każde kolejne wchłonięcie radionuklidu wnosi udział do skutecznej dawki obciążającej.

Warto podkreślić, że dawka skuteczna - obliczona na podstawie wzoru (23) - jest wartością przybliżoną, nawet wówczas, gdy średnia dawka pochłonięta w danej tkance jest dokładnie wyznaczona. Wynika to z "grubego" oszacowania współczynników w_R (Tab. 6) i przypisania tylko czterech wartości współczynników w_T różnym narządom (Tab. 7). Nasuwa się uzasadnione pytanie czy "pozostałym" narządom należy przypisać wartości sumarycznego współczynnika $w_T = 0,05$.

6.3. SKUTKI NAPROMIENIENIA

Skutkami stochastycznymi mogą być nowotwory złośliwe lub zmiany dziedziczne przejawiające się u potomstwa. W opracowaniu ICRP-60 prawdopodobieństwo zgonu z powodu nowotworu jest oceniane na 500 przypadków, a poważne zmiany genetyczne na 50 przypadków w populacji 10 000 mieszkańców pod wpływem dawki skutecznej 1 Sv. Podstawą wszystkich obliczeń ryzyka zmian stochastycznych jest dyskusyjne założenie bezprogowości i proporcjonalności pojawienia się zmian do otrzymanej dawki, również dla dawek małych mocy. Należy przy tym zauważyć, że rozwój nowotworu następuje ze znacznym opóźnieniem w stosunku do momentu otrzymania dawki. Najmniejsze opóźnienie (czas utajenia) w przypadku białaczki (leukemia) wynosi 2 lata, a w przypadku innych nowotworów 10 lat. Średni czas ujawnienia się białaczek zawiera się w przedziale 5-10 lat, a innych nowotworów wynosi kilkadziesiąt lat.

Przykład 8

W wyniku katastrofy w Czarnobylu średnie napromienienie ludności na terenie Polski w ciągu 50 lat (średnia skuteczna dawka obciążająca) wyniesie ok. 0,9 mSv. Można się więc spodziewać w 40-milionowej populacji mieszkańców Polski

$$500 \times \frac{40 \times 10^6}{10^4} \times 0,9 \times 10^{-3} = 1800$$

zgonów na nowotwory złośliwe. Byłoby tak, gdyby napromienienie po katastrofie w Czarnobylu stanowiło jedyną przyczynę zgonów. Wiadomo, że na nowotwory złośliwe umiera w Polsce rocznie 70 000 osób, a więc w ciągu 50 lat umrze z powodu nowotworów 3,5 mln mieszkańców. Na tym tle zgony wywołane katastrofą w Czarnobylu, aczkolwiek realne, nie będą mogły być zidentyfikowane, gdyż skryją się w wielokrotnie wyższych statystycznych fluktuacjach zgonów na nowotwory złośliwe wywołanych innymi przyczynami.

Skutki deterministyczne, polegające na przejściowym lub trwałym uszkodzeniu tkanek, występują po przekroczeniu dawki progowej. W większości tkanek nie obserwuje się poważnych uszkodzeń poniżej dawek 0,5 Gy. Tylko męskie gruczoły płciowe są bardziej wrażliwe. Oceny progowych wartości dawek równoważnych, wywołujących zmiany w wybranych narządach podane są w Tabeli 8.

Tabela 8

Dawki progowe [3]

Organ lub tkanka	Efekt	Dawka równoważna jednorazowa (Sv)
Jądra	czasowa niepłodność	0,15
	trwała niepłodność	3,5 - 6,0
Jajniki	trwała niepłodność	2,5 - 6,0
Soczewka oka	dostrzegalne zmętnienie	0,5 - 2,0
	katarakta	5,0
Szpik kostny	uchwytne, odwracalne zahamowanie funkcji krwiotwórczej	0,5

Wysokie dawki promieniowania powodują chorobę popromienną, która może spowodować śmierć. Śmiertelne dawki promieniowania LD_{50}^{30} są zdefiniowane jako dawki, które powodują śmierć 50% osobników danego gatunku w ciągu 30 dni po napromienieniu. W Tabeli 9 podane są wartości dawek LD_{50}^{30} promieniowania X lub γ dla różnych organizmów przy jednorazowym napromienieniu całego ciała.

Tabela 9

Śmiertelne dawki promieniowania LD_{50}^{30} (Sv)

Wirusy	5 000	Nietoperz	150
Ameba	1 000	Kura	10
Osa	1 000	Szczur	8
Wąż	800	Małpa	5
Ślimak	200	Człowiek	2,5 - 3
Ryba	8,5	Pies	2,6

Jak widać, ssaki są ponad 100 razy bardziej wrażliwe na promieniowanie niż owady lub gady.

6.4. OGRANICZENIA DAWEK

Limity dawek zalecane przez Międzynarodową Komisję Ochrony Radiologicznej (ICRP) są podane w Tabeli 10. Dotyczą one sumy rocznych dawek od źródeł zewnętrznych i dawek obciążających, wynikających z wchłanianych w ciągu roku nuklidów promieniotwórczych. Podane dawki graniczne nie obejmują napromienienia od źródeł naturalnych i medycznych.

Tabela 10

Zalecane limity dawek [3]

	Limit roczny (mSv)	
	zawodowy	ogólny
Dawki skuteczne uśrednione w ciągu 5 lat	20*	1
Dawki równoważne		
w rogówkach oczu	150	15
w skórze	500	50
w rękach i stopach	500	50

* Z zastrzeżeniem, że w żadnym roku dawka skuteczna nie przekroczy 50 mSv. Dodatkowe ograniczenia ekspozycji zawodowej przyjmuje się w przypadku kobiet w ciąży.

Uwaga. W przypadku lokalnego napromienienia soczewek oczu i skóry dawka skuteczna obliczona z wzoru (22), mimo że mieści się w limicie 20 mSv/rok, może wywołać skutki deterministyczne. Dlatego konieczne jest podanie limitu dawki równoważnej.

W sprawie dawek granicznych promieniowania jonizującego i wskaźników pochodnych, określających zagrożenie promieniowaniem, obowiązuje w Polsce jeszcze Zarządzenie Prezesa Państwowej Agencji Atomistyki z 31 marca 1988 r. (Monitor Polski z 1988 r. nr 14, poz. 124). Podany w tym zarządzeniu limit rocznej dawki skutecznej dla osób zatrudnionych w warunkach narażenia na promieniowanie jonizujące wynosi 50 mSv, a więc jest 2,5 razy wyższy od zalecanego obecnie przez ICRP. Ta niezgodność będzie z pewnością usunięta w przygotowywanych przez PAA nowych zarządzeniach.

Jednym ze wskaźników pochodnych - dla osób zatrudnionych w warunkach narażenia na promieniowanie jonizujące - jest roczne graniczne wchłonięcie radionuklidu do organizmu. W Tabeli 11 podane są wartości ALI (*annual limit of intake*) dla kilku wybranych nuklidów promieniotwórczych.

Graniczne roczne wchłonięcie radionuklidów ALI (Bq) [4]

Nuklid	Droga oddechowa	Droga pokarmowa
⁹⁰ Sr	7×10^5	1×10^6
¹³¹ I	2×10^6	1×10^6
¹³⁷ Cs	6×10^6	4×10^6

Przykład 9

Jaki jest limit rocznego spożycia podgrzybków, w których zawartość ¹³⁷Cs wynosi 10^4 Bq/kg? Przyjmując, że graniczne roczne wchłonięcie drogą pokarmową dla ogółu ludności powinno być 50 razy mniejsze niż dla osób zawodowo narażonych na promieniowanie, roczne spożycie tak skażonych podgrzybków nie powinno przekraczać

$$\frac{4 \times 10^6}{50 \times 10^4} \text{ kg} = 8 \text{ kg}$$

7. ŹRÓDŁA NAPROMIENIENIA

7.1. PROMIENIOTWÓRCZOŚĆ NATURALNA W ŚRODOWISKU

W skorupie ziemskiej znajduje się 60 naturalnych radionuklidów, a dodatkowych kilkanaście jest wytwarzanych przez promieniowanie kosmiczne. 42 izotopy dwunastu ciężkich pierwiastków promieniotwórczych wchodzi w skład trzech szeregów: uranowo-radowego, torowego i uranowo-aktynowego. Największy wkład do dawki od naturalnych źródeł promieniowania jonizującego wnosi radon ^{222}Rn o czasie połowicznego zaniku 3,83 d, powstający w wyniku rozpadu ^{226}Ra . Na odkrytych terenach aktywność właściwa radonu w powietrzu wynosi 1-10 Bq/m^3 , ale w pomieszczeniach może być znacznie większa. W Stanach Zjednoczonych Ameryki Północnej, gdzie były przeprowadzane pomiary na wielką skalę, otrzymano wartość średnią 50 Bq/m^3 . Okazało się jednak, że w ponad 100 000 domów stężenie radonu jest 10 razy większe, a rekordowe stężenie 100 kBq/m^3 wykryto w jednym z domów mieszkalnych w Pensylwanii. W skorupie ziemskiej znajduje się ponadto 18 lżejszych radionuklidów, z których izotop potasu ^{40}K (o czasie połowicznego zaniku $1,28 \times 10^9$ lat) wnosi duży wkład do dawki promieniowania. Co prawda zawartość izotopu ^{40}K w naturalnym potasie jest niska (0,012%), ale wobec dużej zawartości potasu w ciele ludzkim aktywność ^{40}K w ciele dorosłego człowieka wynosi ok. 4 kBq .

Promieniowanie kosmiczne nie tylko wytwarza w atmosferze i na powierzchni Ziemi radionuklidy, m.in. tryt (^3H) i węgiel (^{14}C), ale samo jest źródłem napromienienia. Dawka od promieniowania kosmicznego rośnie wraz z wysokością. W pobliżu powierzchni Ziemi zmiana wysokości o 100 m zwiększa roczną dawkę od promieniowania kosmicznego o ok. 11 μSv .

Przykład 10

Jaką dodatkową dawkę promieniowania kosmicznego otrzymuje mieszkaniec Wybrzeża w ciągu 2-tygodniowego urlopu w Bukowinie Tatrzańskiej? Ponieważ różnica wysokości wynosi ok. 1000 m, dodatkowa dawka

$$\Delta D = \frac{1000}{100} \times 11 \frac{2}{52} \mu\text{Sv} = 4,2 \mu\text{Sv} .$$

7.2. PRÓBNE WYBUCHY JĄDROWE

W latach 1945-80 przeprowadzono 423 próby broni jądrowej w atmosferze, które spowodowały wytworzenie i rozszanie znacznych ilości radionuklidów. Średnia skuteczna dawka obciążająca mieszkańca Ziemi do 2000 r. tj. skumulowana w latach 1945-2000, wyniesie 3,8 mSv (na półkuli północnej 4,5 mSv) [5]. Udział poszczególnych radionuklidów jest podany w Tabeli 12.

Tabela 12

Wkład poszczególnych radionuklidów z próbnymi wybuchów jądrowych do skutecznej dawki obciążającej (do 2000 r.)

Nuklid	T	Dawka (mSv)	Udział (%)
^{14}C	5 736 lat	2,600	69
^{137}Cs	30,2 lat	0,540	14
^{95}Zr	64 d	0,200	5,3
^{90}Sr	28,5 lat	0,120	3,2
^{106}Ru	368 d	0,083	2,2
^{144}Ce	285 d	0,054	1,4
^3H	12,4 lat	0,047	1,2
^{131}I	8,04 d	0,033	0,9
^{239}Pu	24 390 lat	0,027	0,7
pozostałe		0,096	2,8
Dawka całkowita		3,800	100,0

7.3. ENERGETYKA JĄDROWA

Przetwarzanie energii jądrowej w energię elektryczną i ciepło wymaga przeprowadzenia wielu procesów zwanych *cyklem paliwowym*. Składa się on z wydobycia rudy uranowej i jej obróbki, wydzielenia i wzbogacenia uranu, wykonania elementów paliwowych, produkcji energii, przerobu zużytego paliwa oraz składowania i przechowywania odpadów promieniotwórczych. Każdy z tych procesów dotyczy substancji promieniotwórczych i wobec tego stwarza zagrożenie radiologiczne dla niektórych grup ludności. W ciągu cyklu paliwowego następuje uwalnianie do środowiska pewnych ilości substancji promieniotwórczych, co powoduje ekspozycję na promieniowanie jonizujące nie tylko ludności mieszkającej w pobliżu zakładów włączonych do cyklu paliwowego, ale również na obszarach od nich odległych.

Przy obliczaniu wpływu promieniowania na ludność oprócz aktywności uwalnianych do środowiska radionuklidów należy uwzględnić wiele czynników, m.in. sposób i szybkość rozprzestrzeniania się skażeń oraz rozkład gęstości zaludnienia. W tej sytuacji miarodajna jest tzw. *kolektywna skuteczna dawka obciążająca* podawana w osoboswertach na rok i na jednostkę mocy produkowanej energii elektrycznej, a więc na 1 GWe. Jest to sumaryczna dawka dla wszystkich grup ludności, które mogą być poddane napromienieniu w różnym stopniu. W Tabeli 13 podane są przyczynki do kolektywnej skutecznej dawki obciążającej wnoszone w poszczególnych etapach cyklu paliwowego.

Tabela 13

Kolektywna skuteczna dawka obciążająca ludność spowodowana cyklem paliwowym energetyki jądrowej [5]

Etapy cyklu paliwowego	osoboSv/GWe rok
Kopalnictwo uranu	0,5
Obróbka rudy	0,04
Produkcja paliwa jądrowego	0,002
Uwalnianie radionuklidów z reaktorów	
do atmosfery	4,1
do zbiorników wodnych	0,06
Przerób zużytego paliwa	1,0
Transport materiałów radioaktywnych	0,003
	ok. 5,7

Jeżeli całkowita kolektywna dawka skuteczna wynosi 5,7 osoboSv/GWe rok to przy 6 mld mieszkańców kuli ziemskiej i mocy wszystkich siłowni jądrowych 400 GWe, średnia roczna dawka skuteczna przypadająca na jednego mieszkańca jest równa ok. 0,4 μ Sv, a więc jest tysiące razy mniejsza niż średnia dawka od naturalnych źródeł promieniowania.

7.4. EKSPOZYCJA MEDYCZNA

Do ekspozycji medycznej zaliczamy diagnostykę za pomocą promieni X i radio-nuklidów wprowadzanych do organizmu oraz radioterapię. W krajach rozwiniętych radiologicznym badaniom diagnostycznym poddawanych jest rocznie od 800 do 900 osób na 1000 mieszkańców. Prześwietlenia stanowią największy wkład (90-95%) do kolektywnych dawek skutecznych od ekspozycji medycznych, wynoszący ok. 1000 osoboSv/rok na milion mieszkańców, co odpowiada średniej indywidualnej dawce skutecznej 1 mSv/rok. Występują przy tym duże różnice zależne od jakości aparatury diagnostycznej. Na przykład w Wielkiej Brytanii dawka z tego tytułu jest oceniana na 0,4 mSv/rok, a w Polsce na 0,8 mSv/rok.

7.5. AWARIE REAKTORÓW JĄDROWYCH

Szczegółowo udokumentowane są trzy awarie reaktorów, które spowodowały ekspozycję ludności: pożar reaktora w Windscale w 1957 r., częściowe stopienie rdzenia reaktora w Three Mile Island w marcu 1979 r. oraz pożar i stopienie rdzenia reaktora w Czarnobylu w kwietniu 1986 r. Kolektywne skuteczne dawki obciążające i zasięg rozprzestrzeniania się skażeń [5, 6] są podane w Tabeli 14.

Tabela 14

Skutki awarii reaktorów

Miejsce awarii	Kolektywne skuteczne dawki obciążające całe ciało osoboSv	Zasięg skażeń
Windscale	$1,3 \times 10^3$	50-100 km
Three Mile Island	20	80 km
Czarnobyl	6×10^5	ZSRR 40%, Europa 57%, inne kraje pn. półkuli 3%

Dawki obciążające tarczycę - wywołane przez promieniotwórcze izotopy jodu - były o rząd wielkości większe.

W Polsce skażenia wywołane katastrofą w Czarnobylu spowodują skuteczną dawkę obciążającą (od momentu awarii do 50 lat po niej) w granicach od 0,37 mSv do 2,14 mSv. Wartość średnia wyniesie 0,93 mSv. Dawkę skuteczną w pierwszym roku po katastrofie oszacowano na 0,12 - 0,76 mSv, a wartość średnią na - 0,31 mSv [7].

7.6. ZAGROŻENIE RADIOLOGICZNE LUDNOŚCI KRAJÓW ROZWIĄNYCH

W Tabeli 15 podane są oceny dawek promieniowania jonizującego otrzymywanych przez mieszkańca Europy w regionach o normalnym poziomie naturalnych źródeł promieniotwórczych oraz pochodzących od źródeł nazwanych cywilizacyjnymi.

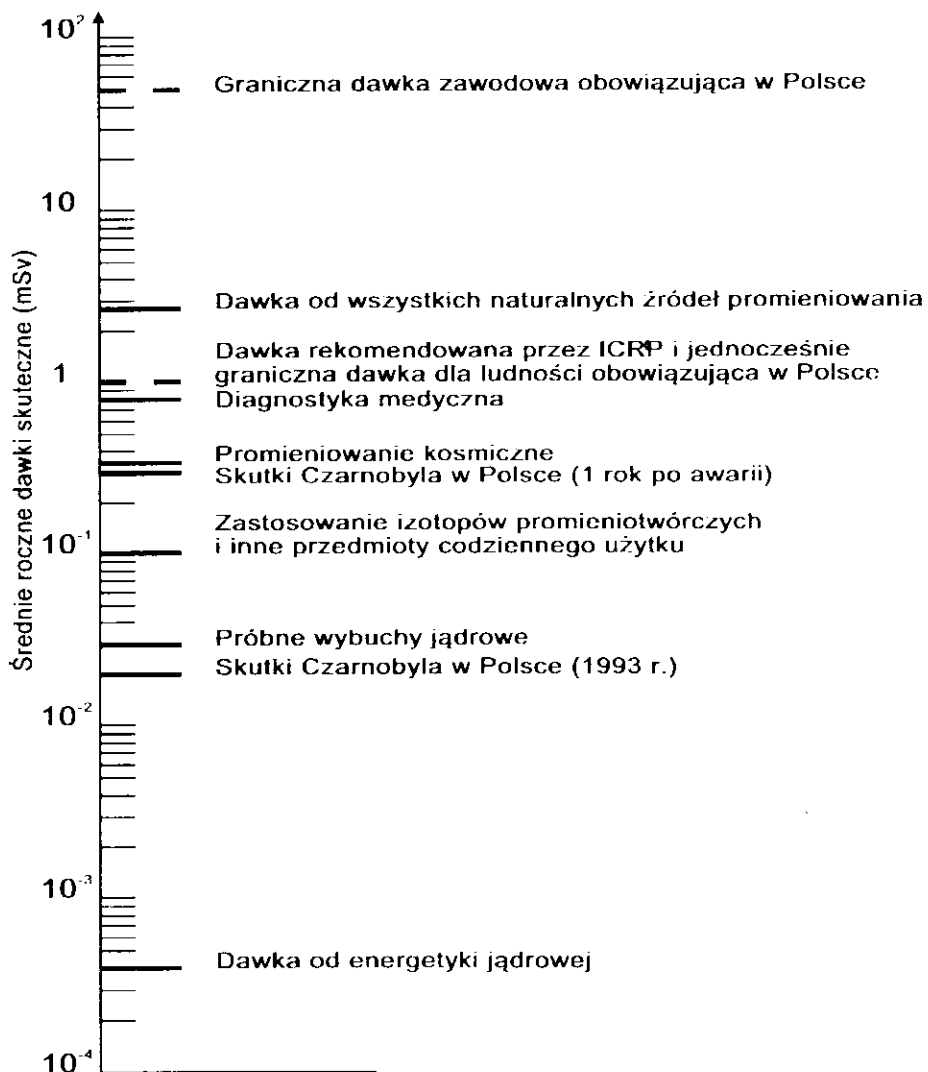
Tabela 15

Średnie roczne dawki skuteczne w Europie (mSv/rok)

Źródła promieniowania	Napromienienie		
	zewnątrzne	wewnętrzne	całkowite
<i>Naturalne:</i>			
— promieniowanie kosmiczne			
składowa jonizująca	0,30	—	0,30
składowa neutronowa	0,055	—	0,055
— radionuklidy kosmogenne	—	0,015	0,015
— radionuklidy ziemskie			
⁴⁰ K	0,15	0,17	0,32
⁸⁷ Rb	—	0,006	0,006
szereg uranowo-radowy	0,1	1,22	1,32
szereg torowy	0,16	0,11	0,27
<i>Suma (w przybliżeniu)</i>	0,77	1,52	2,29
<i>Cywilizacyjne:</i>			
— próbne wybuchy jądrowe			0,07
— energetyka jądrowa			0,001
— diagnostyka medyczna			0,6
— komunikacja lotnicza, telewizja i zastosowania izotopów promieniotwórczych			0,15
<i>Suma (w przybliżeniu)</i>			0,82

Łączna średnia dawka skuteczna wynosi 3,1 mSv. Do dawki otrzymanej przez mieszkańca Europy, główny udział wnoszą naturalne źródła promieniowania i diagnostyka medyczna. Są one odpowiedzialne za ponad 90% sumarycznej dawki. W Polsce średnia dawka skuteczna na 1 mieszkańca wynosi (wg CLOR [8]) - 3,6 mSv.

Na rysunku zaznaczono dawki jakie otrzymują mieszkańcy Polski od różnych źródeł promieniowania.



Należy zdawać sobie sprawę z tego, że pewien poziom dawek promieniowania jonizującego jest nieuchronny. Musi więc być tolerowany i nie powinno się go demonizować. Natomiast w każdym przypadku trzeba postępować w taki sposób, aby ograniczyć wpływ promieniowania na organizm. Musimy postępować racjonalnie, ważąc ryzyko wynikające z narażenia na promieniowanie z dodatnimi efektami podjętego działania.

LITERATURA

- [1] N.W. Hohn and R.J. Berry: *Manual on Radiation Dosimetry*, Dekker 1970.
- [2] E. Browne and R.B. Firestone: *Table of Radioactive Isotopes*, ed. V.S. Shirley, Wiley- Interscience Publ. New York 1986.
- [3] 1990 *Recommendations of the ICRP* (ICRP Publication 60), Annales of the ICRP, Pergamon Press, Oxford 1991.
- [4] Zarządzenie Prezesa PAA, Monitor Polski 2 (1988) nr 14, poz. 124.
- [5] *Ionizing Radiation: Sources and Biological Effects*, UNSCEAR 1982, UN, New York 1982.
- [6] *Sources, Effects and Risks of Ionizing Radiation*, UNSCEAR 1988 Report to the General Assembly, UN, New York 1988.
- [7] *Raport w sprawie następstw katastrofy w Czarnobylu*, Zespół Prezesa PAA, Warszawa 1991.
- [8] *Radiologiczny atlas Polski*, CLOR, Warszawa 1992.