

XIII PRACA ZE ŹRÓDŁAMI PROMIENIOTWÓRCZYMI

13.1 Ekspozycja od źródeł zewnętrznych

Niebezpieczeństwo związane z obecnością promieniowania X lub γ można podzielić na dwie klasy. Pierwsza jest związana ze źródłami zewnętrznymi, napromieniującymi część lub całego człowieka, druga ze źródłami, które znalazły się wewnątrz człowieka drogą inhalacji, iniekcji, przedostania się przez uszkodzoną skórę czy wchłonięcia drogą pokarmową. Skażenie powierzchni laboratoryjnych i otrzymanie niepożądaną dawkę promieniowania jonizującego jest w medycynie nuklearnej (tym bardziej w radioterapii) zawsze możliwe, należy więc stosować procedury, które chronią personel medyczny przed zbędną ekspozycją.

Niebezpieczeństwo radiacyjne ocenia się na podstawie dawki ekspozycyjnej, lub krócej - **ekspozycji**, tj. sumy jednoimiennych ładunków wytworzonych przez fotony przypadającej na jednostkę masy *powietrza*, gdy wszystkie te ładunki zostaną zahamowane. Jak już mówiliśmy, jednostką dawki ekspozycyjnej jest rentgen: $1 \text{ R} = 2,58 \cdot 10^{-4} \text{ C/kg}$. Znając wielkość dawki ekspozycyjnej w jakimś miejscu, można obliczyć dawkę pochłoniętą D dla osoby znajdującej się w tym właśnie miejscu. Relacja między tymi wielkościami jest różna dla różnych materiałów, niemniej jednak dla mięśni i tkanki miękkiej obie są niemal identyczne i w medycynie nuklearnej przyjmujemy równoważność obu wielkości, tj. przyjmujemy, że dla dawki ekspozycyjnej $X = 1 \text{ R}$ dawka pochłonięta $D = 1 \text{ rad} = 10 \text{ mGy}$, a ponieważ współczynnik jakości promieniowania X i γ jest jeden, to ta sama relacja dotyczy też równoważnika dawki H , a więc $H = 10 \text{ mSv}$.

Wielkość dawki pochłoniętej jest niewątpliwie proporcjonalna do czasu przebywania w polu promieniowania, zatem, jeśli nie ma potrzeby, należy przebywać z dala od źródła. W praktyce oznacza to, że np. gdy korzystamy z generatora radioizotopowego np. $^{99\text{m}}\text{Tc}$, to w trakcie wymywania technetu należy stać w oddaleniu od tego generatora (niezależnie od ograniczenia czasu działać będzie wtedy zmniejszenie ekspozycji związane z oddaleniem od źródła), a strzykawkę z pobranym radiofarmaceutyką bierzemy do ręki dopiero po zlokalizowaniu żyły, a nie lokalizujemy jej ze strzykawką w ręce. Te środki zapobiegawcze nie oznaczają bynajmniej działania w pośpiechu, gdyż w pośpiechu łatwo o błędy i konieczność powtórzenia procedury, co owocuje oczywiście podwyższoną sumaryczną dawką.

Czynnik odległości od źródła jest bardzo istotny w ochronie radiologicznej, jako że dla źródła punktowego ekspozycja będzie malała z kwadratem odległości od źródła. Stąd też przenosząc źródła nawet o stosunkowo niskiej aktywności należy trzymać je możliwie daleko od ciała, a w wypadku silnie aktywnych (np. ponad 50 mCi), korzystać z odpowiednio długich manipulatorów. Innym zaleceniem jest napełnianie strzykawki nie więcej niż do połowy i trzymanie tej strzykawki w okolicy nie zawierającej radiofarmaceutyka. Korzystanie ze strzykawki osłoniętej warstwą ołowiu jest nagminnie stosowane i bardzo efektywnie ogranicza ekspozycję personelu. Oczywiście ograniczanie dawki musi mieć sens, o czym mówiliśmy w poprzednim rozdziale. Z tego względu w typowych procedurach medycyny nuklearnej korzystanie np. z fartuchów ołowianych, typowych dla rentgenodiagnostyki, często nie ma sensu.

Biorąc pod uwagę wszystkie wymienione czynniki podstawowe dla ochrony radiologicznej wartość ekspozycji X [w rentgenach] możemy przedstawić w postaci formuły:

$$X = \frac{A\Gamma t}{r^2} \cdot e^{-\mu x}, \quad (13.1)$$

gdzie A – aktywność źródła (punktowego z założenia) w mCi, Γ – stała ekspozycyjna danego radionuklidu [w $R \cdot \text{cm}^2/\text{mCi} \cdot \text{godz.}^1$], t – czas [w godz.], r – odległość od źródła [w cm], μ – liniowy współczynnik absorpcji dla danej osłony źródła [w cm^{-1}], a x – grubość absorbenta [w cm]. Gwoli przykładu podamy, że dla izotopu $^{99\text{m}}\text{Tc}$ stała $\Gamma = 0.60 R \cdot \text{cm}^2/\text{mCi} \cdot \text{godz.}$, natomiast dla ^{131}I wynosi ona $2,2 R \cdot \text{cm}^2/\text{mCi} \cdot \text{godz.}$

Podobny wzór:

$$X = \frac{A\Gamma t}{r^2} \quad (13.2)$$

obowiązuje dla obliczenia dawki efektywnej. Wtedy współczynnik Γ jest stałą określającą dawkę pochłoniętą w odległości 1 m od źródła i wyrażony jest w $\text{mSv} / \text{MBq} \cdot \text{godz.}$ Wartości tych i niektórych innych stałych dla niektórych nuklidów używanych w medycynie nuklearnej

¹ Wzór (13.1) może być stosowany także dla obliczania dawek. Wtedy współczynnik Γ stałą określającą dawkę pochłoniętą w odległości 1 m od źródła i wyrażony jest w $\text{mSv} \cdot \text{cm}^2/\text{MBq} \cdot \text{godz.}$

podane są w Tabeli 13.1.

Tab. 13.1 Dane dla radionuklidów typowych w medycynie nuklearnej²

Radio-nuklid	Γ mSv/MBq·godz	$T_{1/2}$	Typowe energie [MeV] i ich względne zawartości [%]	HVL dla Pb [cm]
¹⁸ F	$1,879 \cdot 10^{-4}$	110 min.	0,635	0,40
⁶⁷ Ga	$3,004 \cdot 10^{-5}$	78 godz.	0,093 (40), 0,184 (20), 0,300 (17), 0,393 (5)	0,15
⁹⁹ Mo	$3,052 \cdot 10^{-5}$	66 godz	0,740	0,60
^{99m} Tc	$3,317 \cdot 10^{-5}$	6 godz.	0,140 (90)	0,03
¹¹¹ In	$1,356 \cdot 10^{-4}$	2,8 dnia	0,171 (90), 0,245 (94)	0,10
¹³¹ I	$7,647 \cdot 10^{-5}$	8 dni	0,284 (6), 0,364 (81), 0,637 (7)	0,30
¹³³ Xe	$2,783 \cdot 10^{-5}$	5,3 dnia	0,081 (37)	0,03
²⁰¹ Tl	$2,372 \cdot 10^{-5}$	73 godz	0,167 (9), X: 0,069-0,083 (93)	0,02

Formuła (13.1) pozwala w praktyce jedynie na zgrubną ocenę ekspozycji, gdyż jeśli naszym źródłem jest płyn w strzykawce, którą trzymamy końcami palców, to trudno uznać źródło promieniowania za punktowe. Niemniej jednak nawet taka zgrubna ocena pozwala ocenić właściwie stopień realnego narażenia personelu medycznego. Stosunkowo łatwo obliczyć, że jeśli podanie pacjentowi radiofarmaceutyka z ^{99m}Tc o aktywności 15 mCi zabiera czas 1 min, a strzykawkę bez osłony trzymamy w odległości 3 cm od źródła, to dawka ekspozycyjna na opuszki palców wyniesie ok. 17 mR (0,17 mSv). Osłonięcie strzykawki warstwą ołowiu ($\mu = 25 \text{ cm}^{-1}$ dla energii 140 keV) o grubości 1 mm zmniejsza tę dawkę do 1,36 mR (0,0136 mSv).

Posługując się wzorem (13.2) i Tabelą 13.1 możemy łatwo obliczyć np. dawkę, jaką może otrzymać osoba ekspozowana na promieniowanie z nie osłoniętego źródła ^{99m}Tc o aktywności 800 MBq, znajdującego się przez 5 min w odległości 30 cm od źródła. Dawka ta wynosi w przybliżeniu 260 μ Sv. Widać, że korzystanie z nieosłoniętych źródeł skutkować może dla personelu wcale pokaźną dawką.

² wg J.V.Trapp, T.Kron, *An Introduction to Radiation Protection in Medicine*, Taylor&Francis (2008)

Generalnie jednak dawki otrzymywane przez personel medyczny nie są wysokie, jak opisywaliśmy w rozdziale V (patrz Tab. 5.7 w paragrafie 5.4) i dla personelu wynoszą średnio ok. 3 mSv/rok i są głównie związane z przygotowaniem źródeł, a następnie pracą z pacjentem, któremu podano radiofarmaceutyk. Nie oznacza to jednak, że nie należy stosować monitoringu dawek otrzymywanych przez ten personel. Dlatego też, niezależnie od stosownych osłon (głównie z ołowiu), personel medyczny powinien być wyposażony w stosowne dawkomierze (dozymetry), z których obecnie najpopularniejszymi są dawkomierze termoluminescencyjne (TLD), a także dozymetry zawierające film rentgenowski z ustawionymi przed nim czterema różnymi filtrami. W jednym polu może nie być filtra, w drugim może być filtr z aluminium, w trzecim ołów i aluminium, a w czwartym kadm i aluminium. Taki zestaw filtrów pozwala na identyfikację rodzaju promieniowania i energię promieniowania, z którym pracownik miał do czynienia. Zaczernienie filmu jest miarą ekspozycji, a zakres pomiarowy jest stosunkowo szeroki, bo od 0,1 mGy do nawet 15 Gy. W wypadku dozymetrów TLD podstawowym jego elementem jest kryształ, np. LiF, w którym promieniowanie wywołuje defekty radiacyjne. Podgrzanie kryształu powoduje deekscytację centrów defektowych, a natężenie wypromieniowanego przez nie światła jest proporcjonalne do dawki ekspozycyjnej. Ponadto w użyciu są jeszcze kieszonkowe dozymetry, które są albo małymi komorami jonizacyjnymi, licznikami Geigera-Müllera lub scyntylacyjnymi, wyposażonymi w analogowy lub cyfrowy system odczytu. Posługiwanie się nimi ma sens wtedy, gdy jesteśmy z jakiś względów zmuszeni do pracy w silniejszym polu promieniowania.

13.2 Ekspozycja od źródeł wewnętrznych

Pracując ze źródłami promieniotwórczymi należy liczyć się z możliwością wchłonięcia radiofarmaceutyka przez skórę, inhalację lub drogą pokarmową. Przed wchłonięciem radionuklidów przez skórę będzie chroniła nas odzież robocza: fartuchy i rękawice. Należy jednak mieć na uwadze, że podczas pracy w rękawicach, te mogą zostać skażone. Jest zatem rzeczą naturalną, że po pracy z materiałami promieniotwórczymi należy rękawice wyrzucić do pojemnika na odpady promieniotwórcze. Podobnie, należy mieć na uwadze, że prześcieradła, poduszki czy nosze używane przez pacjenta poddanego procedurom izotopowym mogą ulec skażeniu krwią, moczem lub śliną pacjenta. Do dobrej praktyki

laboratoryjnej należy przepis mówiący, że w pracowni radioizotopowej nie je się, nie pije ani pali, a jeśli miało się do czynienia z materiałami promieniotwórczymi należy przed wyjściem z laboratorium i przed jedzeniem dokładnie umyć ręce.

W medycynie nuklearnej nie obawiamy się na ogół przedostawania się do organizmu pierwiastków promieniotwórczych w drodze inhalacji. W zasadzie jedynymi wyjątkami są gazy promieniotwórcze i jod promieniotwórczy, jeśli korzystamy z niego w większych ilościach. Aby ograniczyć narażenie należy stosować nad tymi materiałami odpowiednio skonstruowane wyciągi. Fiolkę zawierającą ^{131}I należy otwierać z dala od siebie, a jeśli pacjent ma połknąć jej zawartość należy zlecić pacjentowi otwarcie fiolki.

Powyższe uwagi koncentrowały się głównie na personelu medycznym. Na uwadze należy jednak mieć także otoczenie pacjenta, któremu podano preparat promieniotwórczy, gdyż pacjent ten staje się chodzącym źródłem, a ponadto w drodze wydychania i wydalania powoduje przedostawanie się materiału promieniotwórczego do otoczenia. Z tych względów pacjenta należy izolować w oddzielnym pomieszczeniu jeśli podana aktywność przekraczała 30 mCi (111 MBq) lub moc dawki w odległości 1 m od pacjenta przekracza 0,5 Sv/godz. Nawet przy mniejszych wartościach podanej aktywności lub mocy dawki należy ograniczać czas kontaktu rodziny z pacjentem aż do chwili, w której aktywność preparatu znacznie się obniży. Oczywiście pacjent i jego lub jej rodzina dostają odpowiednie wytyczne postępowania. Przypadkiem szczególnym jest sytuacja kobiet karmiących piersią, gdyż podana aktywność będzie się częściowo przenosiła z mlekiem do noworodka. W wypadku korzystania z metastabilnego technetu wystarcza ograniczenie powstrzymania się od karmienia przez 2 dni, jednak przy innych izotopach może być inaczej.

13.3 Odpady promieniotwórcze i praktyki laboratoryjne

Odpady promieniotwórcze podlegają ścisłej kontroli i procedurom ich usuwania. Postępowanie z tymi odpadami opiera się na trzech prostych zasadach:

- Opóźnienie zdawania odpadów do momentu znaczącego spadku ich aktywności, nawet do poziomu, poniżej którego materiał przestaje być uznawany jako materiał promieniotwórczy. Nie oznacza to jednak, że pojemniki zawierające takie odpady nie

powinny być zaopatrzone w informację o dacie zapakowania odpadów do pojemników metalowych, rodzaju znajdujących się w nich odpadów, aktywności w dniu zamknięcia oraz danych osoby, która była odpowiedzialna za zapakowanie odpadów.

- Jeśli odpady są ciekłe, należy je rozpuścić w odpowiedniej ilości wody, aby aktywność opadła do zadanego poziomu (na ogół w MBq/l). W laboratoriach medycyny nuklearnej najpopularniejszą metodą jest spuszczenie tego typu ścieku do odpowiedniego, oznaczonego etykietką kolektora na ścieki radioaktywne. Podczas procedury przelewania cieczy należy uważać, aby się ona nie rozpryskiwała, a po przelaniu należy przez jakiś czas puszczać wodę celem wypłukania wszelkich pozostałości cieczy promieniotwórczej w zlewie. Szczególne postępowanie obowiązuje w wypadku lotnego izotopu ^{125}I , który rozpuszczony w wodzie powinien być wprowadzany do kolektora poprzez dygestorium z zachowaniem ostrożności wobec możliwości tworzenia się par promieniotwórczych.
- Odpady należy zagęścić i zapakować. W zależności od rodzaju odpadów (ciekłe lub stałe) stosowane są różne techniki. W pierwszym wypadku strącamy osad promieniotwórczy, który następnie zagęszczamy przez odparowanie. W wypadku stałych odpadów możemy poddawać je sprasowaniu. Następnie tak przygotowane odpady asfaltujemy, cementujemy albo zatapiamy w żywicy i pakujemy w pojemniki (hoboki).

Wszystkie powyższe zasady są z reguły rozpisane na szczegółowe procedury z podaniem zasad ochrony radiologicznej. Inne procedury dotyczą wypadków przy pracy, gdy jakaś osoba uległa napromienieniu w drodze wypadku. Wreszcie, odpowiednie procedury dotyczą dokładnego czyszczenia wszystkich miejsc, w których mogło wystąpić skażenie promieniotwórcze.

Każdy wypadek radiacyjny powinien być opisany i przedstawiony odpowiednim władzom, a historia używanych źródeł musi być ewidencjonowana od momentu ich nabycia do momentu zdania. Podobnie, należy prowadzić ewidencję prac polegających na sprawdzaniu czystości radiologicznej powierzchni, powstawania skażeń i ich monitoringu, włączając opis używanych w tym celu przyrządów.

13.4 Przepisy

Dopuszczalne zagrożenie promieniowaniem jonizującym jest regulowane we wszystkich krajach odpowiednimi przepisami. W Polsce jest nim Rozporządzenie Prezesa Państwowej Agencji Atomistyki z dnia 31 marca 1988 r. w sprawie **dawek granicznych** promieniowania jonizującego i wskaźników pochodnych określających zagrożenie promieniowaniem jonizującym. Przede wszystkim Rozporządzenie określa dawki graniczne, a więc dopuszczalne w zależności od tego, czy mamy do czynienia z narażeniem zawodowym, czy ogólnym, a także w zależności od narażonego narządu. Przyjęte dawki graniczne (nie obejmujące narażenia ani od tła naturalnego, ani od medycznego narażenia pacjentów) podaje Tabela 13.2. Warto dodać, że dawki te odnosi się do tzw. „standardowego człowieka”, a więc osoby dorosłej płci męskiej, białej, rasy kaukaskiej o wadze 70 kg, wzroście 174 cm, pracującą 8 godzin dziennie przez 5 dni w tygodniu, spożywającą dziennie 1,5 kg żywności i 1,2 l płynów. Jego zużycie powietrza wynosi na dobę 20 m³, w tym 10 m³ w ciągu 8 godzin pracy.

Szczególne przepisy dotyczą narażenia kobiet do 45 roku życia, dla których dawką graniczną jest 12 mSv w ciągu kolejnych 3 miesięcy oraz 5 mSv w ciągu dalszych 2 miesięcy, a dawki te należy rozumieć jako dawki efektywne w narządach jamy brzusznej. W wypadku kobiet w ciąży dawka graniczna nie może przekraczać 1 mSv w ciągu kolejnych 12 miesięcy.

Tabela 13.2 Dawki graniczne obowiązujące w Polsce

Dawka równoważna	Narażenie zawodowe	Narażenie ludności
Efektywna	50 mSv w ciągu kolejnych 12 miesięcy	1 mSv w ciągu kolejnych 12 miesięcy
W soczewkach oczu	150 mSv	15 mSv
W skórze i innych tkankach	500 mSv	50 mSv

Oprócz dawek granicznych wprowadza się także wskaźniki pochodne, określające zagrożenie. Należą do nich: roczne wchłonięcie graniczne ALI (od ang. *Annual Limit on Intake*) oraz stężenie [w Bq/m³] substancji promieniotwórczych w powietrzu DAC (od ang. *Derived Air Concentration*). Mówiąc tu o wchłonięciu substancji promieniotwórczych myślimy

o wchłonięciu drogą pokarmową lub oddechową takich ilości substancji promieniotwórczych, które odpowiadają dawkom granicznym określonym dla narażenia zawodowego. Jeśli narażenie jest zarówno wewnętrzne, jak i zewnętrzne, należy – zgodnie z cytowanym Rozporządzeniem – przyjmować, że dawki graniczne dla narażonych zawodowe będą zachowane, o ile

$$\frac{H_p}{50\text{mSv}} + \sum_{i=1}^n \frac{A_i}{ALI_i} \leq 1 \quad (13.3)$$

oraz

$$\frac{H_s}{500\text{mSv}} \leq 1, \quad (13.4)$$

gdzie

H_p jest tzw. równoważnikiem głębokim dawki, tj. równoważnikiem dawki w miękkiej tkance w określonym punkcie ciała na głębokości d , odpowiedniej dla silnie przenikliwego promieniowania (zalecane jest $d = 10$ mm),

H_s jest równoważnikiem powierzchniowym dawki, tj. równoważnikiem dawki w miękkiej tkance w określonym punkcie ciała na określonej głębokości d , odpowiedniej dla promieniowania o słabej przenikliwości (zaleca się $d = 0,07$ mm),

A_i jest rocznym wchłonięciem i -tego nuklidu,

ALI_i – ALI dla i -tego radionuklidu.

Zarówno A_i , jak i ALI podawane jest w bekerelach. Wskaźnik ALI dla poszczególnych izotopów promieniotwórczych stanowi załącznik w postaci tabeli do omawianego Rozporządzenia. Wskaźnik ten zależy zresztą nie tylko od radionuklidu, ale także od postaci, w której jest wchłonięty i drogi wchłonięcia. Na przykład, ALI dla izotopu ^{14}C wchłoniętego drogą oddechową w CO, to $6 \cdot 10^{10}$ Bq, w CO₂, to $8 \cdot 10^9$ Bq, a w innych związkach, włączając organiczne - $9 \cdot 10^7$ Bq. Ten sam izotop, lecz wchłonięty drogą pokarmową, charakteryzuje $ALI = 9 \cdot 10^7$ Bq. W wypadku niektórych izotopów istotną sprawą jest także miejsce wchłonięcia, a więc, czy nastąpiło ono np. do kości, czy nerki, tarczycy lub innego narządu. Należy również pamiętać, że wartości ALI z reguły będą różne dla różnych izotopów tego samego pierwiastka chemicznego. Tego typu wartości wskaźników rocznych wchłonięć

granicznych podaje się dla narażonych zawodowo, przy założeniu 40. godzinnego tygodnia pracy.

Podobnie, jak ALI, wskaźniki DAC [w Bq/m³] są także stabelaryzowane, tyle że w zależności od przestrzeni, z której nastąpiło wchłonięcie, a więc z nieskończonej półprzestrzeni oraz pomieszczenia o objętości 1000 m³ lub 100 m³. Tu niektóre wartości wskaźnika DAC wyznacza się dla soczewki oka lub skóry.

W określaniu dawek granicznych prawodawca kieruje się z reguły zasadą ALARA (od ang. *As Low as Reasonably Achievable* – tak małe jak rozsądek na to pozwala). Zasada ta, składając się na celu najlepszą ochronę personelu, pociąga jednak często nadmierne koszty, gdyż wiadomo, że przekroczenie wspomnianych wyżej dawek nie skutkuje jeszcze negatywnymi skutkami dla zdrowia, „duszenie” zaś promieniowania, jak to zaleca zasada ALARA, często poniżej dopuszczalnych poziomów niepotrzebnie znacznie podwyższa koszty nie pociągając za sobą żadnych istotnych korzyści dla zdrowia personelu. Są tacy, którzy uważają, że zasada ta w sumie czyni więcej złego niż dobrego, jako że

- Kłamie, gdyż mówi, iż zapobiega złu nigdy dotąd nie obserwowanemu przy małych dawkach
- Zwiększa obawy i strach ludzi, którzy nigdy nie przechodzili kursu z wiedzy o promieniotwórczości
- Legitymizuje niepotrzebne rządowe programy bezpieczeństwa wraz z ich biurokracją, wydatkami i wymyślonymi wymogami
- Jest wynikiem złej nauki i jako taka stanowi niezwykle marnotrawstwo środków państwowych
- ALARA może zmniejszyć ryzyko choroby nowotworowej u pewnych ludzi, większość jednak cierpi z powodu „nadmiernej ochrony”

Istotną częścią procedur związanych z korzystaniem ze źródeł promieniotwórczych są przepisy (regulaminy lub instrukcje) mówiące o sposobie postępowania ze zużytymi fiolkami, źródłami izotopowymi, oznakowaniu pomieszczeń, w których przechowywane są źródła, a także stałym monitoringu poziomu promieniowania w pomieszczeniach, w których można mieć kontakt ze źródłami promieniotwórczymi. Odpowiednie radiometry służące do pomiaru tego poziomu muszą mieć aktualną, zweryfikowaną przez odpowiednią instytucję, kalibrację.

Ponadto, w pomieszczeniach izotopowych należy rutynowo przeprowadzać testy na skażenia promieniotwórcze np. przez wytarcie różnych miejsc bibułą i zmierzenie promieniowania osadu zdjętego przez tę bibułę. Specjalne przepisy regulują też postępowanie w wypadku rozlania płynu promieniotwórczego. Jest także rzeczą oczywistą, że pomocniczy personel medyczny musi być odpowiednio przeszkolony, a pomieszczenia, w których przeprowadza się procedury i przechowuje substancje promieniotwórcze – dopuszczone do pracy przez organy kontrolne (w Polsce - odpowiednie służby Państwowej Agencji Atomistyki), mogące także w każdej chwili przeprowadzić kontrolę prawidłowości posługiwania się i przechowywania materiałów promieniotwórczych.