

Fisica Nucleare Applicata

Laurea Magistrale in Fisica

Effetti biologici delle radiazioni

Grandezze dosimetriche

Concetti fondativi della legislazione

<http://www.ge.infn.it/~prati>

Riferimenti bibliografici

M. Pelliccioni, Fondamenti Fisici della Radioprotezione, Pitagora Editrice, Bologna 1989 *(CSB di FISICA)*

U. Amaldi, Fisica delle Radiazioni, Boringhieri, *(CSB di FISICA)*

Rapporti dell' ICRP - International Commission on Radiological Protection

Raopporti dell'ICRU - International Commission on Radiation Units and Measurements

D.lgs. 230/95 e D.lgs. 241/01, Gazzetta Ufficiale

Un po' di storia...

Il genere umano è da sempre esposto a varie forme di radiazione naturale costituite dai raggi cosmici e da tutti gli elementi radioattivi naturali (^{40}K , gas Radon, Uranio, torio, Radio, ecc. ecc.). I livelli di radiazione naturali sono troppo deboli per mettere in luce gli effetti dannosi delle radiazioni, che non divennero evidenti prima della fine dell'800, quando in seguito alla scoperta dei raggi X da parte di **Roentgen** e della radioattività da parte di **Bequerel** furono disponibili intense sorgenti di radiazione. Non era passato un mese dall'annuncio della scoperta dei raggi X (**gennaio 1896**), che un costruttore e sperimentatore di tubi sotto vuoto mostrò lesioni alla cute e alle mani che oggi indicheremmo come dermatite subacuta da raggi X. Quelle lesioni erano il risultato di esposizioni ad alte dosi avvenute manipolando apparecchi a raggi X, prima ancora del riconoscimento dei raggi X da parte di Roentgen. Le osservazioni cliniche di questo genere si moltiplicarono rapidamente. Nel **1901** Bequerel mostrò eritema della cute in corrispondenza della tasca del vestito nella quale aveva tenuto per qualche tempo una fiale di vetro contenente sali di Radio. Poco dopo Pierre Curie si provocò intenzionalmente un eritema da Radio sulla cute del braccio ed ebbe l'idea che le radiazioni potessero avere proprietà terapeutiche. Molti malcapitati ricevettero come ricostituente iniezioni di materiali contenenti Radio e Torio e furono successivamente colpiti da tumore. Nel **1903** fu scoperto che l'esposizione ai raggi X poteva indurre **sterilità** negli animali da laboratorio; pochi anni dopo fu annunciato che gli embrioni di uova di rospo fertilizzate con sperma irradiato con raggi X presentavano anomalie. Nel **1904** furono segnalate le prime anemie e le prime leucemie indotte da raggi X e già nel **1902** si constatò che un carcinoma cutaneo si era sviluppato su precedente dermatite da raggi....

ancora...

Così **entro circa dieci anni** dalla scoperta di Roentgen e Becquerel una gran parte delle patologie da dosi elevate ed intense di esposizione a radiazioni ionizzanti era stata riconosciuta e sommariamente descritta. La radioprotezione comunque si occupò in maniera rilevante degli **effetti genetici** solo dopo la seconda guerra mondiale, quando questi furono considerati come i più gravi ed insidiosi dell'esposizione alle radiazioni. In questi anni viene approfondito anche il capitolo dei cosiddetti "effetti tardivi" (costituiti in gran parte da tumori maligni) che compaiono in una piccola frazione delle persone di una popolazione sottoposta a dosi anche non elevate di radiazioni. Alla International Conference on Pacific Uses of Atomic energy (Ginevra, 1955) Tzuzuki riportò la notizia che tra i sopravvissuti di **Hiroshima e Nagasaki** erano stati osservati circa 200 casi di leucemia, un numero enormemente più alto di quello atteso in base alle caratteristiche endemiche della malattia. Negli anni seguenti fu annunciato l'aumento di frequenza di altre forme tumorali maligni nei sopravvissuti, mentre venivano resi noti i risultati di indagini epidemiologiche sull'incremento di tumori maligni tra i pazienti curati con radiazioni per forme morbose non tumorali. A cavallo del 1960, a causa delle ricadute radioattive (**fallout**) conseguenti alle esplosioni nell'atmosfera di ordigni bellici nucleari di prova iniziò purtroppo anche il fenomeno di piccole dosi annue ricevute costantemente da vastissime popolazioni di interi continenti e si cominciò a parlare di "dose collettiva" ricevuta da un insieme di persone esposte. Già negli anni '50 era stato studiato un altro campo di effetti delle radiazioni: i danni riguardanti lo sviluppo embrionale e fetale. Nasce così una speciale **protezione alle donne durante la gravidanza** ed in generale alle donne in età fertile.

(parte dello) Spettro di frequenze delle onde e.m.

ν (Hz)	λ (m)	Sorgenti
10^{15}	$3 \cdot 10^{-7}$	luce
10^{16}	$3 \cdot 10^{-8}$	visibile
10^{17}	$3 \cdot 10^{-9}$	UV Raggi X
10^{18}	$3 \cdot 10^{-10}$	
10^{19}	$3 \cdot 10^{-11}$	
10^{20}	$3 \cdot 10^{-12}$	
10^{21}	$3 \cdot 10^{-13}$	
10^{22}	$3 \cdot 10^{-14}$	Raggi γ



Radiazioni ionizzanti

Fenomeno	Energia di attivazione (eV)	Frequenza corrispondente (Hz)
Rottura legame H	$8 \cdot 10^{-2}$	$2 \cdot 10^{13}$ (IR)
Cambio reversibile di conformazione delle proteine	$4 \cdot 10^{-1}$	10^{14} (IR)
Rottura del legame covalente	5	$1.2 \cdot 10^{15}$ (UV)
Ionizzazione	12	$3 \cdot 10^{15}$ (UV)
Moto browniano	$2.6 \cdot 10^{-2}$	$6.3 \cdot 10^{12}$ (IR)
Energia quanto e.m. a 300 GHz	$1.2 \cdot 10^{-3}$	$3 \cdot 10^{11}$ (MW)

Naturalmente conta l'energia che può essere trasportata anche da particelle

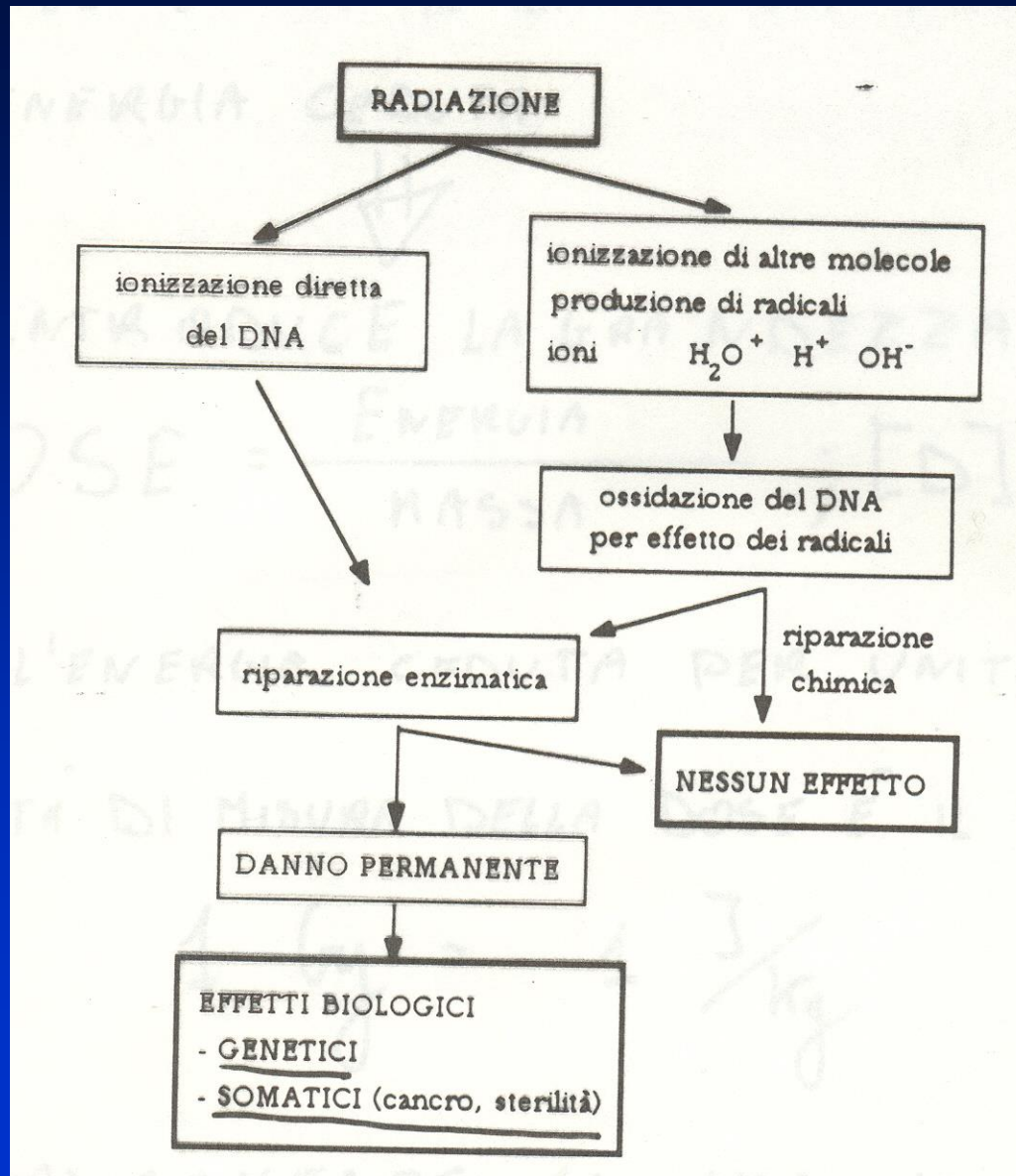
Effetti biologici delle radiazioni...

Quando una particella ionizzante interagisce con le molecole di un tessuto organico, essa perde energia attraverso interazioni di tipo elettrico con gli elettroni degli atomi. Anche particelle non direttamente ionizzanti come fotoni o neutroni interagiscono con la materia attraverso cessione di energia agli elettroni degli atomi. Quando un elettrone viene strappato ad un atomo, lo ionizza. Inoltre, a causa della energia cinetica acquisita, lungo il suo percorso interagisce e ionizza altri atomi del tessuto. Questi ioni, estremamente instabili, si combinano con gli altri atomi e molecole del tessuto dando luogo ad una vera e propria reazione a catena. A seguito di questo fenomeno vengono create nuove molecole, differenti da quelle originarie e vengono messi in moto dei radicali liberi. Questi ultimi possono interagire tra loro o con altre molecole e, attraverso processi che tutt'oggi non sono ben noti, possono indurre cambiamenti biologicamente significativi nelle molecole stesse che possono essere causa di un loro malfunzionamento. Questi cambiamenti, che si manifestano nel giro di pochi millesimi di secondo successivi all'irraggiamento, possono uccidere le cellule o alterarle al punto di generare l'insorgenza di tumori o mutazioni genetiche, a seconda che le cellule colpite sono somatiche o germinali. Sintetizzando, vi sono due meccanismi fondamentali mediante i quali la radiazione può danneggiare le cellule: **effetto diretto** ed **effetto indiretto**. Nel primo caso la radiazione può portare alla rottura di una molecola a seguito del meccanismo di ionizzazione. Nel secondo caso invece la radiazione, sempre a causa di ionizzazione, può produrre nuovi elementi chimici come il radicale O^+ o il radicale $OH\cdot$ che interagiscono chimicamente con la cellula dando luogo a nuove alterazioni.

...

L'effetto biologico delle radiazioni non è sostanzialmente diverso da un qualsiasi altro effetto chimico. Il risultato della trasformazione chimica dipende dalla molecola sulla quale la radiazione ha agito. Se ad esempio la molecola fa parte di un mitocondrio, essendo presenti nella cellula moltissimi di questi oggetti, il malfunzionamento di uno di essi non pregiudica il funzionamento dell'intero sistema cellulare. Se invece la radiazione distrugge direttamente o indirettamente una molecola di DNA in un cromosoma, il risultato è una **mutazione**. Se la mutazione avviene in una cellula somatica di un individuo adulto, non si ha alcun effetto macroscopico, a meno che il numero di molecole di DNA danneggiate non sia enorme (il ruolo del DNA è la produzione di proteine necessarie al funzionamento e alla vita delle cellule): semplicemente la cellula non è più in grado di riprodursi e muore. Se invece la mutazione avviene in una cellula germinale, la cellula in questione in genere non è più in grado di essere fertilizzata (questo è in fondo un meccanismo di autodifesa) ma se lo è, la mutazione si trasferisce allo zigote e alla progenie. **Un altro effetto della radiazione sulle cellule somatiche è l'insorgenza del cancro**, che possiamo schematizzare come una divisione rapidissima ed incontrollata delle cellule. Anche se l'origine del cancro a tutt'oggi non è completamente compresa, l'ipotesi più accettata è che sia dovuto ad un virus che è normalmente presente ed inattivo nelle cellule, ma che ad un certo punto diventa attivo distorcendo il normale processo di mitosi. Vi sono migliaia di prodotti chimici oggi riconosciuti cancerogeni: non sorprende quindi che anche le radiazioni possano avere questo effetto. L'aspetto inusuale di questo tipo di danno somatico è che può manifestarsi molto tempo dopo che la radiazione ha agito, potendo addirittura iniziare dopo che le cellule si sono rinnovate per molte generazioni.

Meccanismo del danno in sintesi



Effetti su alcuni organi (lista incompleta...)

Occhio: il cristallino è suscettibile di un danno irreversibile conseguente a radiazioni in quanto le sue cellule non si rigenerano. La retina invece è molto meno radiosensibile. Effetto somatico tardivo è la cataratta, che si manifesta in quanto le cellule danneggiate perdono la loro trasparenza e diventando alla fine completamente opache.

Polmoni: I polmoni sono organi costituiti da piccolissime cavità chiamate alveoli, che durante la respirazione si dilatano e si restringono. Il danno agli alveoli di regola non avviene per irraggiamento esterno, bensì a seguito di contaminazione interna conseguente ad inalazione di sostanze radioattive (Radon, polveri, vapori) tramite il meccanismo della respirazione. Un danno di questo tipo è detto funzionale e coinvolge tutto l'organismo.

Apparato genitale: Il danneggiamento da radiazioni può avere effetti sia somatici che ereditari. Come effetto somatico si ha la sterilità, permanente o meno (le femmine sono più sensibili dei maschi). Come effetto genetico si possono avere, come già detto, mutazioni che possono essere trasmesse alla specie nelle generazioni future.

Tiroide e ghiandole pituitarie e surrenali: Esse regolano il metabolismo basale e sono responsabili del meccanismo della crescita e dello sviluppo del corpo. Il danno alla tiroide o alle altre ghiandole ha quindi conseguenze su tutto l'organismo. La tiroide presenta scarsa radiosensibilità, tranne che allo iodio che, per meccanismi metabolici, si fissa su tale organo.

Capelli: L'irradiazione può portare ad una perdita temporanea dei capelli, che dopo poche settimane ricominciano a crescere, spesso con caratteristiche diverse.

Ossa: Le cellule delle ossa sono relativamente poco radiosensibili. Alte dosi possono portare ad osteoporosi. Alcuni radioisotopi come lo Stronzio ed il Plutonio, se introdotti nell'organismo si fissano nel midollo e nel tessuto osseo: in tal caso il danno può essere molto maggiore, con l'insorgenza di leucemia o di osteoneoplasia.

Grandezze dosimetriche e radiometriche

Gli effetti biologici delle radiazioni dipendono dall'energia trasferita al tessuto (come peraltro succede in qualunque altra situazione ...), per definire e quantificare questa relazione occorre introdurre alcune grandezze:

Attività = numero di decadimenti di una sostanza radioattiva nell'unità di tempo

$$a(t) = \left| \frac{dN_p(t)}{dt} \right| = N_o \lambda \cdot e^{-\lambda t} = N_p(t) \cdot \lambda$$

$$[a] = \text{Bq} = \text{s}^{-1}$$



$$1 \text{ Curie} = 1 \text{ Ci} = 3.7 \cdot 10^{10} \text{ Bq}$$

$$a_m(t) = \left| \frac{d^2 N_p(t)}{dt dm} \right| \rightarrow a_m = \frac{\lambda N_{Av}}{A}$$

$$[a_m] = \text{Bq g}^{-1}$$

$$\tau = 1/\lambda = \text{vita media}$$

$$\tau_{1/2} = 0.693 \tau = \text{tempo di dimezzamento}$$

Grandezze di campo

Fluenza (*flusso* di radiazione e/o di particelle):

$$\Phi = \frac{dN}{da}$$

$$[\text{m}^{-2}]$$

Intensità di Fluenza (*intensità di flusso*):

$$\dot{\Phi} = \phi = \frac{d^2 N}{da dt}$$

$$[\text{m}^{-2} \text{s}^{-1}]$$

Fluenza (*flusso*) di **Energia**:

$$\Psi = \frac{dE}{da}$$

$$[\text{J m}^{-2}]$$

Intensità di Fluenza (*flusso*) di **Energia**:

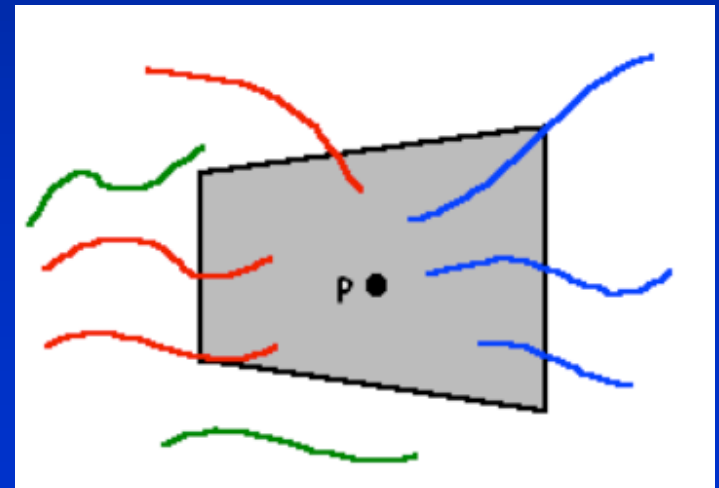
$$\dot{\Psi} = \psi = \frac{d^2 E}{da dt}$$

$$[\text{J m}^{-2} \text{s}^{-1}]$$

Uno strumento di misura ha necessariamente dimensioni finite e non deve perturbare il campo di radiazione che sta misurando. Questo avviene solo se in media l'energia depositata all'interno del volume sensibile da parte di particelle secondarie generate al di fuori del volumetto è compensata dall'energia che particelle generate all'interno del volumetto depositano all'esterno. In caso contrario la lettura dello strumento fornisce un valore errato, che non corrisponde all'effetto del campo radiante imperturbato attorno al punto P.

EQUILIBRIO DI RADIAZIONE

("facile" per particelle cariche, più complicato con γ e n)



Grandezze dosimetriche: l'ESPOSIZIONE

L'esposizione è la più antica delle grandezze dosimetriche, introdotta per descrivere la capacità dei raggi X di produrre ionizzazione in aria. E' definita come:

$$X = \frac{dQ}{dm}$$

dove dQ è il valore assoluto della carica totale degli ioni di un stesso segno prodotti in aria quando tutti gli elettroni liberati dai fotoni nell'elemento di massa dm sono completamente fermati in aria. L'Esposizione è definita solo per fotoni, non per particelle cariche o neutroni. Nel SI l'unità di misura dell'Esposizione è il $C \cdot kg^{-1}$. Questa unità è tuttavia scarsamente usata in pratica, dove si preferisce servirsi ancora della vecchia unità, il Roentgen (simbolo R) il cui valore esatto è:

$$1R = 2.58 \cdot 10^{-4} C \cdot kg^{-1}$$

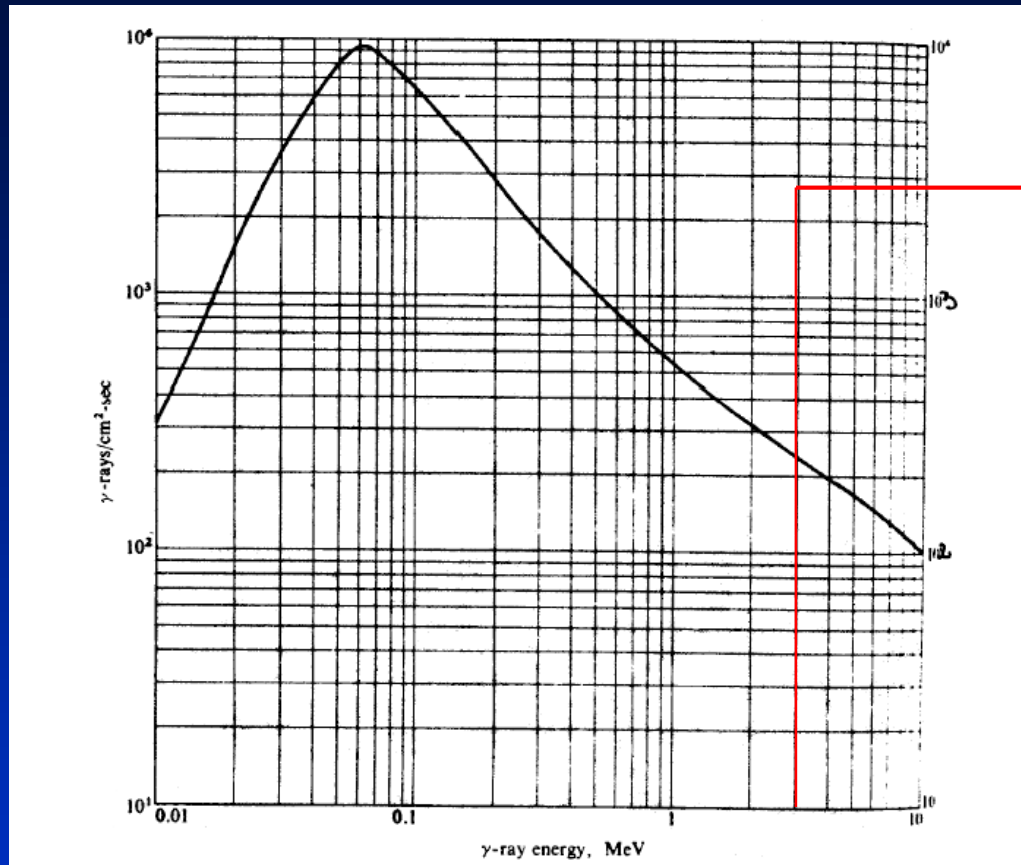
L'intensità di esposizione è a sua volta definita come:

$$\dot{X} = \frac{dX}{dt}$$

e si esprime in $A \cdot kg^{-1}$ nel SI, ma più comunemente in $R \cdot s^{-1}$ oppure in $R \cdot h^{-1}$.

Quando si effettuano misure di esposizione è sempre necessario che nel volume di misura siano verificate **le condizioni di equilibrio delle particelle cariche**. Siccome tali condizioni si riescono in pratica ad ottenere solo per fotoni di energia non troppo elevata (il range degli elettroni secondari aumenta con l'energia dei fotoni), è **fissata convenzionalmente a 3 MeV la massima energia di fotone per la quale ha senso parlare di esposizione**. L'esposizione è quindi una grandezza utilizzabile in un ambito assai limitato, riguardando solo un tipo di radiazione (raggi X e fotoni) per di più in un range ristretto di energia.

Grandezze dosimetriche: l'ESPOSIZIONE



intensità di fluenza di fotoni (cm⁻²s⁻¹) di energia E_γ corrispondente a $dX/dt = 1$ mR/h

A causa della sua enorme diffusione, e alla semplicità concettuale della strumentazione di misura, l'Esposizione è una delle grandezze dosimetriche più utilizzate.

Calcolo dell'ESPOSIZIONE

$$\phi = \frac{dN}{da} \text{ fluenza di } \gamma, E_\gamma = h\nu$$

$$dm = \rho dV = \rho dA dx \quad ; \quad dQ = \frac{edNdE}{w} \quad \Rightarrow \quad X = \frac{dQ}{dm} = \frac{edNdE}{w\rho dA dx}$$

$$\text{ma } E(x) = E_0 e^{-\mu_{en}x} \quad \Rightarrow \quad \frac{dE}{dx} = \mu_{en} E_0 e^{-\mu_{en}x} = \mu_{en} E_\gamma$$

$$X = \frac{e}{w} \frac{\mu_{en}}{\rho} E_\gamma \phi \quad \text{e, derivando rispetto a } t, \quad \frac{dX}{dt} = \frac{e}{w} \frac{\mu_{en}}{\rho} E_\gamma \dot{\phi}$$

Da cui la figura nella slide 13

$$w_{\text{aria}} = 34 \text{ eV}; e = 1.602 \cdot 10^{-19} \text{ C} \quad \rightarrow \quad dX/dt = 0.0659 (\mu_{en}/\rho) E_\gamma \dot{\phi} \text{ [mR/h]}$$

$$\text{Ma con } [E] = \text{MeV}; [\dot{\phi}] = \text{cm}^{-2} \text{ s}^{-1}, [\mu_{en}] \text{ cm}^2 \text{ g}^{-1}$$

Il caso delle "sorgenti γ "

$$\frac{dX}{dt} = \Gamma \frac{A}{d^2} \quad A = \text{Attivita' della sorgente}$$

$$\Gamma = 19.54 \sum_i \frac{\mu_{en}}{\rho} p_i E_i \quad p_i = P \text{ di emissione di } \gamma_i$$

Valori della costante Γ specifica per alcuni radionuclidi

Radio-nuclide	Tempo di dimezzamento	Energia dei fotoni (MeV)	Probabilità di emissione	$\Gamma \left(10^{-18} \frac{\text{Cm}^2}{\text{kg s Bq}} \right)$	$\Gamma \left(\frac{\text{Rm}^2}{\text{hCi}} \right)$																																																										
22-Na	2,6 anni	0,511	1,800	2,30	1,192																																																										
		1,275	1,000			41-A	1,83 ore	1,293	0,990	1,27	0,660	54-Mn	297 giorni	0,835	1,000	0,90	0,468	60-Co	5,23 anni	1,173	1,000	2,50	1,298	1,332	1,000	85-Kr	10,15 anni	0,514	0,0041	0,0023	0,0012	137-Cs	29,9 anni	0,662	0,858	0,62	0,323	113-Xe	5,36 giorni	0,081	0,370	0,027	0,0142	198-Au	2,70 giorni	0,412	0,950	0,44	0,231	0,676	0,010	1,088	0,002	226-Ra	1608 anni	0,186	0,040	0,0073	0,0038	0,260	0,00007	226-Ra + prodotti di decadimento (incapsulato con 0,5 mm di platino)	
41-A	1,83 ore	1,293	0,990	1,27	0,660																																																										
54-Mn	297 giorni	0,835	1,000	0,90	0,468																																																										
60-Co	5,23 anni	1,173	1,000	2,50	1,298																																																										
		1,332	1,000			85-Kr	10,15 anni	0,514	0,0041	0,0023	0,0012	137-Cs	29,9 anni	0,662	0,858	0,62	0,323	113-Xe	5,36 giorni	0,081	0,370	0,027	0,0142	198-Au	2,70 giorni	0,412	0,950	0,44	0,231	0,676	0,010	1,088	0,002	226-Ra	1608 anni	0,186	0,040	0,0073	0,0038	0,260	0,00007	226-Ra + prodotti di decadimento (incapsulato con 0,5 mm di platino)				1,59	0,825 $\left(\frac{\text{Rm}^2}{\text{hg}} \right)$																
85-Kr	10,15 anni	0,514	0,0041	0,0023	0,0012																																																										
137-Cs	29,9 anni	0,662	0,858	0,62	0,323																																																										
113-Xe	5,36 giorni	0,081	0,370	0,027	0,0142																																																										
198-Au	2,70 giorni	0,412	0,950	0,44	0,231																																																										
		0,676	0,010																																																												
		1,088	0,002																																																												
226-Ra	1608 anni	0,186	0,040	0,0073	0,0038																																																										
		0,260	0,00007																																																												
226-Ra + prodotti di decadimento (incapsulato con 0,5 mm di platino)				1,59	0,825 $\left(\frac{\text{Rm}^2}{\text{hg}} \right)$																																																										

La DOSE

Il danno biologico si identifica (in prima approssimazione) con una grandezza che si chiama:

DOSE = D = energia impartita da radiazioni ionizzanti per unità di massa

$$D = \frac{d\varepsilon}{dm}$$

$$\varepsilon = R_{in} - R_{out} + \sum Q$$

[D] = J/kg Gray = Gy $\rightarrow 1 \text{ Gy} = 1 \text{ J/kg}$ nel SI

In passato si usava un'unità di misura diversa (che molto spesso ancora compare su tabelle e strumenti) e cioè il rad: **1 rad = 1 erg/g = 0.01 Gy**

Naturalmente $dD/dt = \text{Gy s}^{-1}$

Il calcolo (e ancora di più la misura) della dose può essere molto complesso, anche quando $\sum Q = 0$. Vediamo due situazioni semplici.

Dose da "particelle" cariche pesanti

Per le particelle cariche pesanti ha senso definire la "perdita lineare di energia" (*energy loss o linear stopping power*) come:

$$S = -\frac{dE}{dx}$$

L'espressione di S non relativistica é data dalla formula di Bethe (che si ottiene integrando su tutte le distanze proiettile-elettrone e sulla densità degli elettroni):

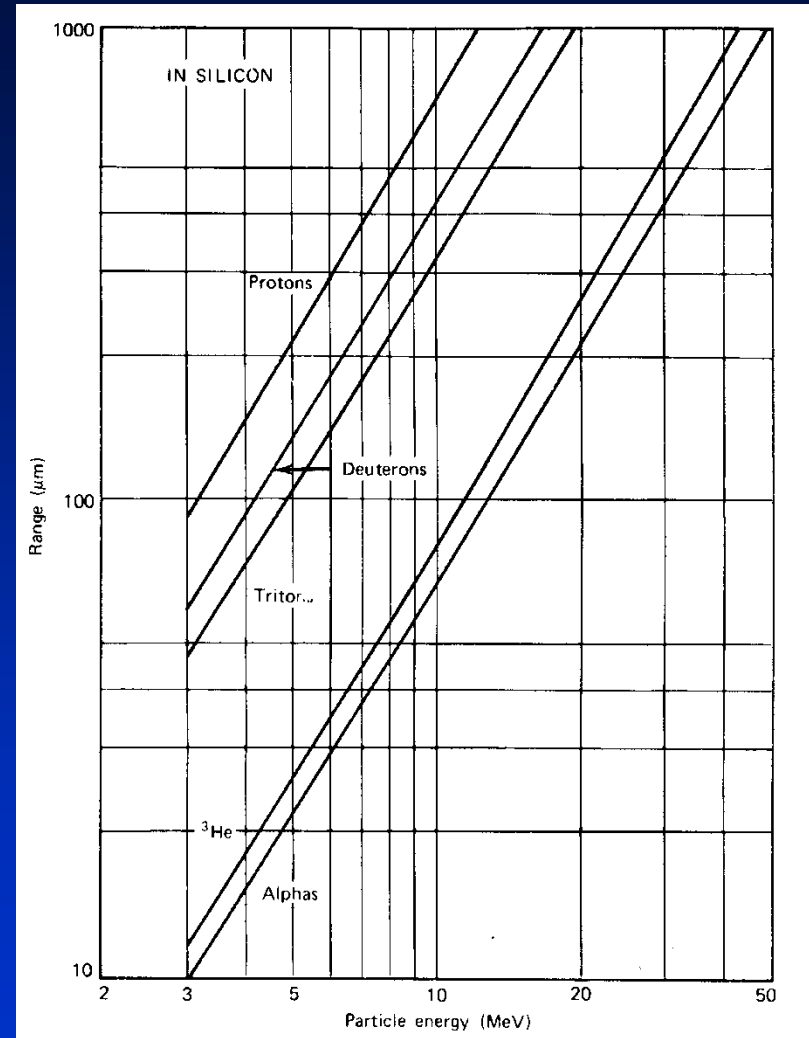
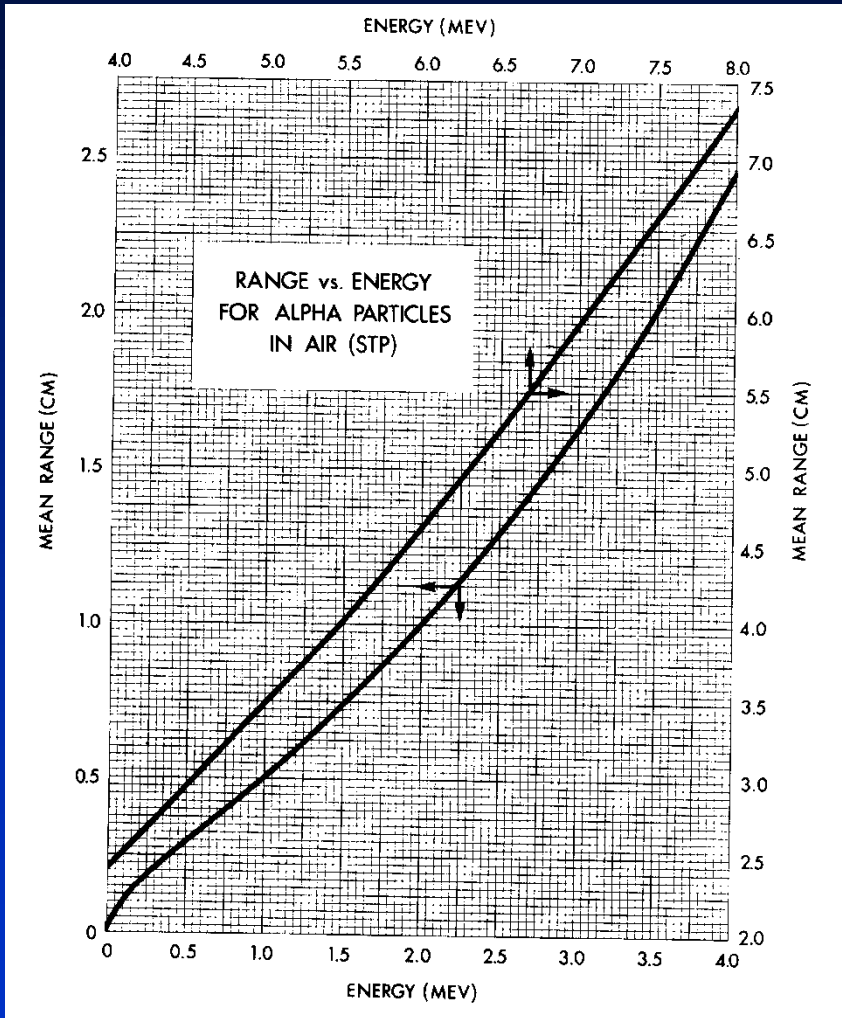
$$S = \frac{4\pi e^4 z^2}{m_e v^2} NB$$

$$B = Z \left[\ln \frac{2m_e v^2}{I} - \ln \left(1 - \frac{v^2}{c^2} \right) - \frac{v^2}{c^2} \right]$$

dove:

e : z e v sono quelle del proiettile, Z e N sono il numero atomico e la densità atomica del materiale attraversato, I è l'energia media di eccitazione/ionizzazione del materiale, m_e è la massa dell'elettrone

Dose da "particelle" cariche pesanti



I ranges delle particelle cariche pesanti sono cortissimi (a fini pratici...)

Dose da "particelle" cariche pesanti

$$dm = \rho da dx \quad \phi = \frac{dN}{da} \quad \text{Hp: tutte con la stessa energia, } E$$

$$dE = \frac{dE}{dx} dx \rightarrow d\varepsilon = dEdN: \text{energia impartita dal fascio nel volumetto}$$

$$D = \frac{d\varepsilon}{dm} = \frac{dEdN}{\rho da dx} = \frac{1}{\rho} \frac{dE}{dx} \phi$$

$$\frac{dD}{dt} = \frac{1}{\rho} \frac{dE}{dx} \dot{\phi}$$

se le particelle non sono monocromatiche:

$$D = \int_{\text{spettro}} \frac{1}{\rho} \frac{dE}{dx} \frac{d\phi}{dE} dE$$

Dose da fotoni

Quando un γ attraversa un materiale ha, in ogni punto una probabilità di interazione che è data dal prodotto della sezione d'urto somma dei (3) processi possibili per la densità atomica del materiale (cioè dalla Σ):

$$P = \mu = \sigma_T N = (\sigma_f + \sigma_c + \sigma_p) N_0 \rho / A \quad [\text{cm}^2][\text{cm}^{-3}] = [\text{cm}^{-1}]$$

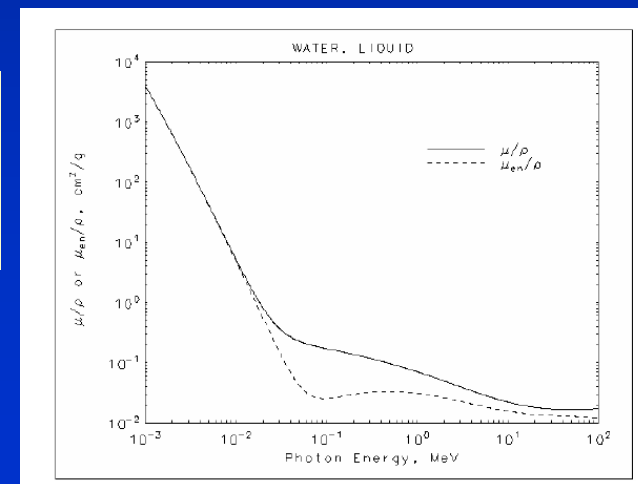
Poiché μ è costante $dN\gamma/dx = \mu \rightarrow I = I_0 e^{-\mu x}$

Se si è interessati all'Energia dissipata nel materiale bisogna considerare che sia la diffusione Compton che la produzione di coppie producono fotoni secondari che possono uscire dal mezzo senza depositare energia, questo è certamente vero quando si considerano volumi di interazione molto piccoli. Si introduce allora il coefficiente di attenuazione di energia, μ_{en} , definito come:

$$\mu_{en} = N \left[\sigma_f \left(\frac{h\nu_0 - \delta}{h\nu_0} \right) (1 - I_f) + \sigma_c \frac{\langle T_e \rangle}{h\nu_0} (1 - I_c) + \sigma_p \frac{h\nu_0 - 2m_e c^2}{h\nu_0} (1 - I_p) \right]$$

con I_k = probabilità che l'elettrone irraggi

Naturalmente $\mu_{en} \leq \mu$



Dose da fotoni

μ

TABLE II.4
The mass attenuation coefficient (μ/ρ) for several materials, in $\text{cm}^2/\text{g}^*\dagger$

Material	Gamma-ray energy, MeV																	
	0.1	0.15	0.2	0.3	0.4	0.5	0.6	0.8	1.0	1.25	1.5	2	3	4	5	6	8	10
H	.295	.265	.243	.212	.189	.173	.160	.140	.126	.113	.103	.0876	.0691	.0579	.0502	.0446	.0371	.0321
Be	.132	.119	.109	.0945	.0847	.0773	.0715	.0628	.0565	.0504	.0459	.0394	.0313	.0266	.0234	.0211	.0180	.0161
C	.149	.134	.122	.106	.0953	.0870	.0805	.0707	.0636	.0568	.0518	.0444	.0356	.0304	.0270	.0245	.0213	.0194
N	.150	.134	.123	.106	.0955	.0869	.0805	.0707	.0636	.0568	.0517	.0445	.0357	.0306	.0273	.0249	.0218	.0200
O	.151	.134	.123	.107	.0953	.0870	.0806	.0708	.0636	.0568	.0518	.0445	.0359	.0309	.0276	.0254	.0224	.0206
Na	.151	.130	.118	.102	.0912	.0833	.0770	.0676	.0608	.0546	.0496	.0427	.0348	.0303	.0274	.0254	.0229	.0215
Mg	.160	.135	.122	.106	.0944	.0860	.0795	.0699	.0627	.0560	.0512	.0442	.0360	.0315	.0286	.0266	.0242	.0228
Al	.161	.134	.120	.103	.0922	.0840	.0777	.0683	.0614	.0548	.0500	.0432	.0353	.0310	.0282	.0264	.0241	.0229
Si	.172	.139	.125	.107	.0954	.0869	.0802	.0706	.0635	.0567	.0517	.0447	.0367	.0323	.0296	.0277	.0254	.0243
P	.174	.137	.122	.104	.0928	.0846	.0780	.0685	.0617	.0551	.0502	.0436	.0358	.0316	.0290	.0273	.0252	.0242
S	.188	.144	.127	.108	.0958	.0874	.0806	.0707	.0635	.0568	.0519	.0448	.0371	.0328	.0302	.0284	.0266	.0255
Ar	.188	.135	.117	.0977	.0867	.0790	.0730	.0638	.0573	.0512	.0468	.0407	.0338	.0301	.0279	.0266	.0248	.0241
K	.215	.149	.127	.106	.0938	.0852	.0786	.0689	.0618	.0552	.0505	.0438	.0365	.0327	.0305	.0289	.0274	.0267
Ca	.238	.158	.132	.109	.0965	.0876	.0809	.0708	.0634	.0566	.0518	.0451	.0376	.0338	.0316	.0302	.0285	.0280
Fe	.344	.183	.138	.106	.0919	.0828	.0762	.0664	.0595	.0531	.0485	.0424	.0361	.0330	.0313	.0304	.0295	.0294
Cu	.427	.206	.147	.108	.0916	.0820	.0751	.0654	.0585	.0521	.0476	.0418	.0357	.0330	.0316	.0309	.0303	.0305
Mo	1.03	.389	.225	.130	.0998	.0851	.0761	.0648	.0575	.0510	.0467	.0414	.0365	.0349	.0344	.0344	.0349	.0359
Sn	1.58	.563	.303	.153	.109	.0886	.0776	.0647	.0568	.0501	.0459	.0408	.0367	.0355	.0355	.0358	.0368	.0383
I	1.83	.648	.339	.165	.114	.0913	.0792	.0653	.0571	.0502	.0460	.0409	.0370	.0360	.0361	.0365	.0377	.0394
W	4.21	1.44	.708	.293	.174	.125	.101	.0763	.0640	.0544	.0492	.0437	.0405	.0402	.0409	.0418	.0427	.0448
Pt	4.75	1.64	.795	.324	.191	.135	.107	.0800	.0659	.0554	.0501	.0445	.0414	.0411	.0418	.0427	.0448	.0477
Tl	5.16	1.80	.866	.346	.204	.143	.112	.0824	.0675	.0563	.0508	.0452	.0420	.0416	.0423	.0433	.0454	.0484
Pb	5.29	1.84	.896	.356	.208	.145	.114	.0836	.0684	.0569	.0512	.0457	.0421	.0420	.0426	.0436	.0459	.0489
U	10.60	2.42	1.17	.452	.259	.176	.136	.0952	.0757	.0615	.0548	.0484	.0445	.0440	.0446	.0455	.0479	.0511
Air	.151	.134	.123	.106	.0953	.0868	.0804	.0706	.0636	.0567	.0517	.0445	.0357	.0307	.0274	.0250	.0220	.0202
NaI	1.57	.568	.305	.155	.111	.0901	.0789	.0657	.0577	.0508	.0465	.0412	.0367	.0351	.0347	.0347	.0354	.0366
H ₂ O	.167	.149	.136	.118	.106	.0966	.0896	.0786	.0706	.0630	.0575	.0493	.0396	.0339	.0301	.0275	.0240	.0219
Concrete	.169	.139	.124	.107	.0954	.0870	.0804	.0706	.0635	.0567	.0517	.0445	.0363	.0317	.0287	.0268	.0243	.0229
Tissue	.163	.144	.132	.115	.100	.0936	.0867	.0761	.0683	.0600	.0556	.0478	.0384	.0329	.0292	.0267	.0233	.0212

*From L. T. Templin, editor, *Reactor Physics Constants*, ANL-5800, 2nd ed., 1963; based on G. W. Grodstein National Bureau of Standards circular 583, 1957.

†Nominal densities of the elements are given in Table II.3. For air at 1 atm and 0°C, $\rho = 1.293 \times 10^{-3} \text{ g/cm}^3$; $\rho (\text{NaI}) = 3.67 \text{ g/cm}^3$, $\rho (\text{tissue}) \approx (\text{H}_2\text{O}) = 1 \text{ g/cm}^3$; $\rho (\text{concrete}) = 2.25\text{--}2.40 \text{ g/cm}^3$.

Dose da fotoni

μ_{en}

TABLE II.5
The mass absorption coefficient (μ_a/ρ) for several materials, in cm^2/g^*

Material	Gamma-ray energy, MeV																	
	0.1	0.15	0.2	0.3	0.4	0.5	0.6	0.8	1.0	1.25	1.50	2	3	4	5	6	8	10
H	.0411	.0487	.0531	.0575	.0589	.0591	.0590	.0575	.0557	.0533	.0509	.0467	.0401	.0354	.0318	.0291	.0252	.0255
Be	.0183	.0217	.0237	.0256	.0263	.0264	.0263	.0256	.0248	.0237	.0227	.0210	.0183	.0164	.0151	.0141	.0127	.0118
C	.0215	.0246	.0267	.0288	.0296	.0297	.0296	.0289	.0280	.0268	.0256	.0237	.0209	.0190	.0177	.0166	.0153	.0145
N	.0224	.0249	.0267	.0288	.0296	.0297	.0296	.0289	.0280	.0268	.0256	.0236	.0211	.0193	.0180	.0171	.0158	.0151
O	.0233	.0252	.0271	.0289	.0296	.0297	.0296	.0289	.0280	.0268	.0257	.0246	.0229	.0207	.0194	.0185	.0179	.0168
Na	.0289	.0258	.0266	.0279	.0283	.0284	.0284	.0276	.0268	.0257	.0246	.0229	.0207	.0194	.0185	.0179	.0171	.0168
Mg	.0335	.0276	.0278	.0290	.0294	.0293	.0292	.0285	.0276	.0265	.0254	.0237	.0215	.0203	.0194	.0188	.0182	.0180
Al	.0373	.0283	.0275	.0283	.0287	.0286	.0286	.0278	.0270	.0259	.0248	.0232	.0212	.0200	.0192	.0188	.0183	.0182
Si	.0435	.0300	.0286	.0291	.0293	.0290	.0290	.0282	.0274	.0263	.0252	.0236	.0217	.0206	.0198	.0194	.0190	.0189
P	.0501	.0315	.0292	.0289	.0290	.0290	.0287	.0280	.0271	.0260	.0250	.0234	.0216	.0206	.0200	.0197	.0194	.0195
S	.0601	.0351	.0310	.0301	.0301	.0300	.0298	.0288	.0279	.0268	.0258	.0242	.0224	.0215	.0209	.0206	.0206	.0206
Ar	.0729	.0368	.0302	.0278	.0274	.0272	.0270	.0260	.0252	.0242	.0233	.0220	.0206	.0199	.0195	.0195	.0194	.0197
K	.0909	.0433	.0340	.0304	.0298	.0295	.0291	.0282	.0272	.0261	.0251	.0237	.0222	.0217	.0214	.0212	.0215	.0219
Ca	.111	.0489	.0367	.0318	.0309	.0304	.0300	.0290	.0279	.0268	.0258	.0244	.0230	.0225	.0222	.0223	.0225	.0231
Fe	.225	.0810	.0489	.0340	.0307	.0294	.0287	.0274	.0261	.0250	.0242	.0231	.0224	.0224	.0227	.0231	.0239	.0250
Cu	.310	.107	.0594	.0368	.0316	.0296	.0286	.0271	.0260	.0247	.0237	.0229	.0223	.0227	.0231	.0237	.0248	.0261
Mo	.922	.294	.141	.0617	.0422	.0348	.0315	.0281	.0263	.0248	.0239	.0233	.0237	.0250	.0262	.0274	.0296	.0316
Sn	1.469	.471	.222	.0873	.0534	.0403	.0346	.0294	.0268	.0248	.0239	.0233	.0243	.0259	.0276	.0291	.0316	.0339
I	1.726	.557	.260	.100	.0589	.0433	.0366	.0303	.0274	.0252	.0241	.0236	.0247	.0265	.0283	.0299	.0327	.0353
W	4.112	1.356	.631	.230	.121	.0786	.0599	.0426	.0353	.0302	.0281	.0271	.0287	.0311	.0335	.0355	.0390	.0426
Pt	4.645	1.556	.719	.262	.138	.0892	.0666	.0465	.0375	.0315	.0293	.0280	.0296	.0320	.0343	.0365	.0400	.0438
Tl	5.057	1.717	.791	.285	.152	.0972	.0718	.0491	.0393	.0326	.0301	.0288	.0304	.0326	.0349	.0354	.0406	.0446
Pb	5.193	1.753	.821	.294	.156	.0994	.0738	.0505	.0402	.0332	.0306	.0293	.0305	.0330	.0352	.0373	.0412	.0450
U	9.63	2.337	1.096	.392	.208	.132	.0968	.0628	.0482	.0383	.0346	.0324	.0332	.0352	.0374	.0394	.0443	.0474
Air	.0233	.0251	.0268	.0288	.0296	.0297	.0296	.0289	.0280	.0268	.0256	.0238	.0211	.0194	.0181	.0172	.0160	.0153
NaI	1.466	.476	.224	.0889	.0542	.0410	.0354	.0299	.0273	.0253	.0242	.0235	.0241	.0254	.0268	.0281	.0303	.0325
H ₂ O	.0253	.0278	.0300	.0321	.0328	.0330	.0329	.0321	.0311	.0298	.0285	.0264	.0233	.0213	.0198	.0188	.0173	.0165
Concrete	.0416	.0300	.0289	.0294	.0297	.0296	.0295	.0287	.0278	.0272	.0256	.0239	.0216	.0203	.0194	.0188	.0180	.0177
Tissue	.0271	.0282	.0293	.0312	.0317	.0320	.0319	.0311	.0300	.0288	.0276	.0256	.0220	.0206	.0192	.0182	.0168	.0160

*From L. T. Templin, editor, *Reactor Physics Constants*, ANL-5800, 2nd ed., 1963; based on G. W. Grodstein, National Bureau of Standards circular 583, 1957.

Dose da fotoni

$$dm = \rho da dx \quad \phi = \frac{dN}{da} \quad \text{Hp: tutti i } \gamma \text{ con la stessa energia, } E$$

$$dE = \mu_{en} E dx \rightarrow d\varepsilon = dE dN: \text{energia impartita dal fascio nel volumetto}$$

$$D = \frac{d\varepsilon}{dm} = \frac{dE dN}{\rho da dx} = \frac{\mu_{en} E dx dN}{\rho da dx} = \frac{\mu_{en} E dN}{\rho da} = \left(\frac{\mu_{en}}{\rho} \right) E \phi$$

$$\frac{dD}{dt} = \left(\frac{\mu_{en}}{\rho} \right) E \dot{\phi}$$

se i γ non sono monocromatici:

$$D = \int_{\text{spettro}} \left(\frac{\mu_{en}}{\rho} \right) E \frac{d\phi}{dE} dE$$

Se: $[\phi] = \text{cm}^{-2}$; $[\dot{\phi}] = \text{cm}^{-2} \text{ s}^{-1}$, $[E] = \text{MeV}$:

$$D = 1.610^{-10} \left(\frac{\mu_{en}}{\rho} \right) E_{\gamma} \phi_{\gamma} \quad \text{Gy}$$

$$\frac{dD}{dt} = 5.7610^{-4} \left(\frac{\mu_{en}}{\rho} \right) E_{\gamma} \dot{\phi}_{\gamma} \quad \text{mGy h}^{-1}$$

Relazione tra Esposizione e Dose

Solo per fotoni con $E < 3 \text{ MeV}$ naturalmente ...

$$\text{In aria: } D_{\text{aria}} = \left(\frac{\mu_{\text{en}}}{\rho} \right) E_{\gamma} \phi \quad X = \frac{e}{w_{\text{aria}}} \left(\frac{\mu_{\text{en}}}{\rho} \right) E_{\gamma} \phi$$

$$D_{\text{aria}} = \frac{w_{\text{aria}}}{e} X \quad w_{\text{aria}} = 34 \text{ eV}; e = 1.602 \cdot 10^{-19} \text{ C}$$

$$D_{\text{aria}} [\text{Gy}] = 8.74 \cdot 10^{-3} X [\text{R}]$$

$$\frac{dD_{\text{aria}}}{dt} \left[\frac{\text{mGy}}{\text{h}} \right] = 8.74 \cdot 10^{-3} \frac{dX}{dt} \left[\frac{\text{mR}}{\text{h}} \right]$$

In realtà la Dose in aria non interessa molto ma ... consideriamo due mezzi diversi:

$$D_1 = \left(\frac{\mu_{\text{en}}}{\rho} \right)_1 E_{\gamma} \phi \quad D_2 = \left(\frac{\mu_{\text{en}}}{\rho} \right)_2 E_{\gamma} \phi \Rightarrow \frac{D_1}{D_2} = \frac{(\mu_{\text{en}} / \rho)_1}{(\mu_{\text{en}} / \rho)_2}$$

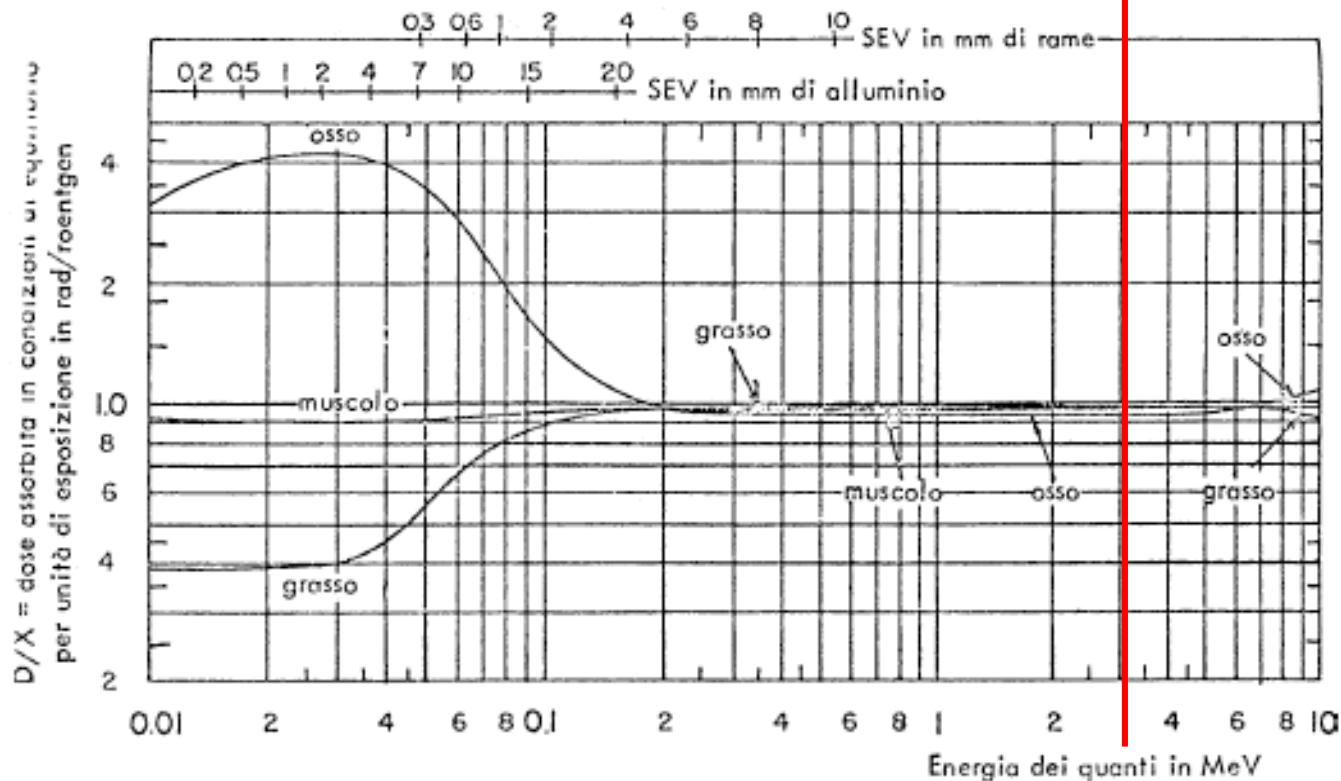
$$\text{quindi: } D_M = D_{\text{aria}} \frac{(\mu_{\text{en}} / \rho)_M}{(\mu_{\text{en}} / \rho)_{\text{aria}}} = \frac{w_{\text{aria}}}{e} \frac{(\mu_{\text{en}} / \rho)_M}{(\mu_{\text{en}} / \rho)_{\text{aria}}}$$

$$D_M = 8.74 \cdot 10^{-3} \frac{(\mu_{\text{en}} / \rho)_M}{(\mu_{\text{en}} / \rho)_{\text{aria}}} X$$

Relazione tra Esposizione e Dose

In generale: $D = f_M X$

$E > 3 \text{ MeV}$



Andamento di f_M per i principali tessuti organici in funzione dell'energia

Il Kerma

Nel caso di particelle/radiazioni **INDIRETTAMENTE** ionizzanti (γ e n) è utile introdurre il **Kerma = Kinetic Energy Released in Matter**:

$$K = \frac{dE_{tr}}{dm}$$

con E_{tr} = Energia cinetica iniziale dei secondari creati in dm

Si utilizza specie per i neutroni e, in condizioni di equilibrio di radiazione, si assume $K=D$ almeno fino a che $E_n < 30$ MeV e all'interno dei materiali (cioè non alle eventuali interfacce). Nel caso dei neutroni infatti i secondari sono ioni pesanti e quindi le perdite per irraggiamento risultano trascurabili

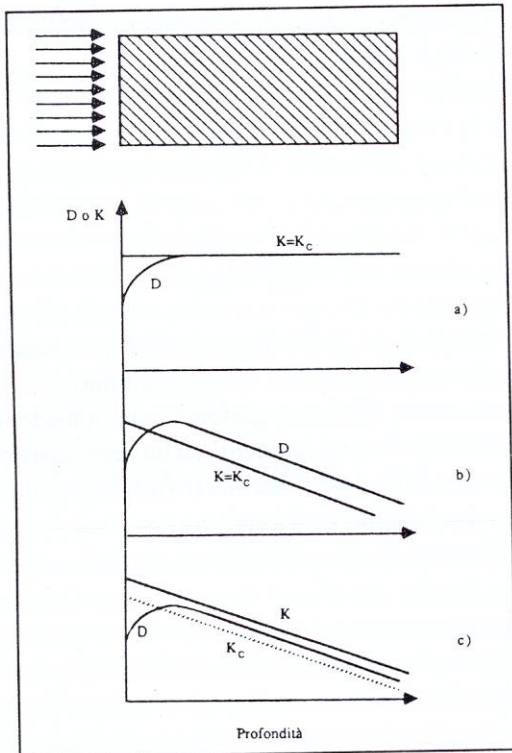


Figura 4.4. Andamento della dose assorbita e del kerma in funzione della profondità nel mezzo, nel caso di un fascio di raggi X o gamma incidenti normalmente, sotto varie ipotesi: a) perdite per irraggiamento da parte dei secondari e assorbimento dei primari trascurabili; b) assenza di perdite per irraggiamento da parte dei secondari e assorbimento dei primari non trascurabile; c) perdite per irraggiamento da parte dei secondari e assorbimento dei primari non trascurabili.

Fonte: Pelliccioni

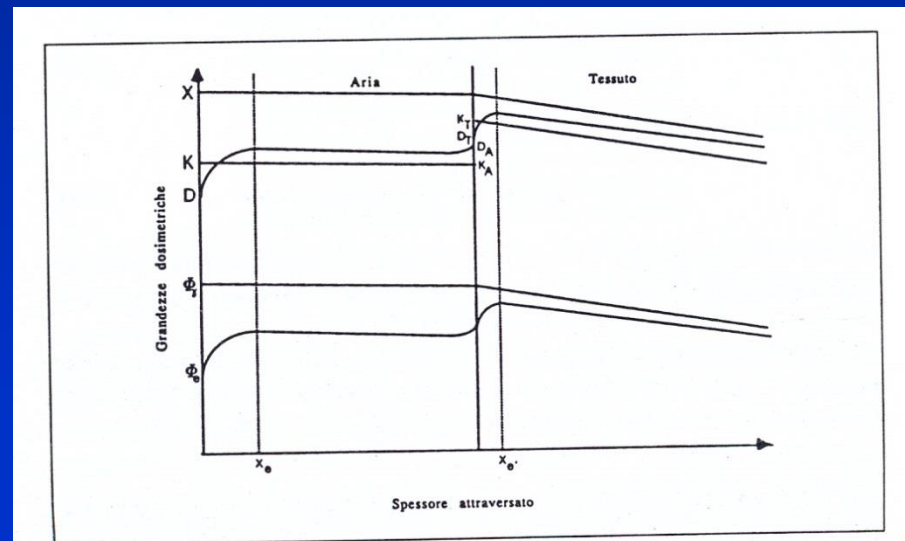


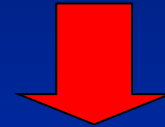
Figura 4.5. Andamento qualitativo delle più importanti grandezze dosimetriche all'interfaccia aria-tessuto nel caso di fotoni di energia intorno al MeV.

Misura della dose: Teoria della cavità

Non sempre D può essere calcolata a partire da una misura di X (e.g. misure su fantocci in radioterapia) ma occorre collocare uno strumento, *un dosimetro*, nel punto in cui si vuole misurare D . In pratica si sostituisce una porzione del materiale investito dalla radiazione con un materiale (quello di cui è composto il rivelatore) che ha in generale composizione e/o caratteristiche diverse. Il dosimetro misura D^G cioè la D impartita dal flusso di radiazione nel materiale di cui è composto il dosimetro (spesso un gas $\rightarrow G$).

Problema: trovare D^M a partire da D^G

Primo Caso: **CAVITA' PICCOLA** cioè con $d \ll R_{\text{secondari}}$ **AND** $d \ll \lambda_{\text{primari}}$ (per fotoni)



il Dosimetro non perturba il campo di radiazione ϕ presente nel materiale M e D^G dipende solo dai secondari in movimento nel mezzo e prodotti all'esterno del volumetto occupato dal dosimetro:

$$D^G = \frac{1}{\rho^G} \left(\frac{dE}{dx} \right)^G \phi = \left(\frac{S}{\rho} \right)^G \phi$$

$$\text{ma, nel materiale } M, D^M = \frac{1}{\rho^M} \left(\frac{dE}{dx} \right)^M \phi = \left(\frac{S}{\rho} \right)^M \phi$$

$$\text{quindi } D^M = \frac{\left(\frac{S}{\rho} \right)^M}{\left(\frac{S}{\rho} \right)^G} D^G \approx \frac{\left(\frac{Z}{A} \right)^M}{\left(\frac{Z}{A} \right)^G} D^G$$

Trascurando il termine logaritmico nella formula di Bethe e le eventuali perdite per irraggiamento e assumendo che tutti i secondari abbiano la stessa energia cinetica iniziale

RELAZIONE di
BRAGG e **GRAY**

Cavità piccola

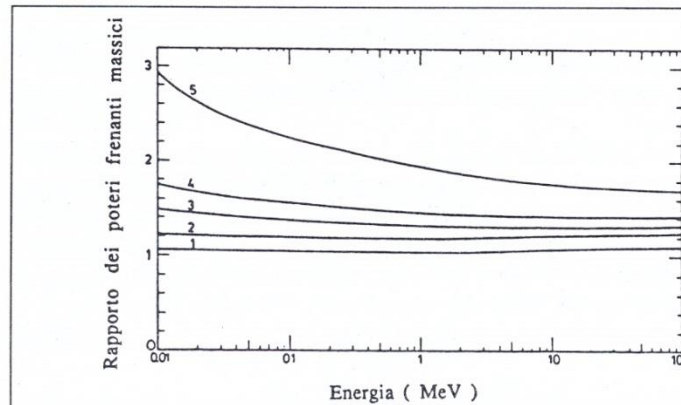
La Relazione di Bragg e Gray può essere generalizzata rinunciando all'ipotesi che i secondari siano monocromatici e scrivendo $D^M = \langle s \rangle D^G$, con $\langle s \rangle$ = rapporto medio dei poteri frenanti nei due materiali, la cosa va vista però caso per caso:

Rapporto medio dei poteri frenanti massici \bar{s} relativamente all'aria calcolato per elettroni primari monoenergetici

Energia iniziale degli elettroni E_0 in MeV	Carbonio C	Alluminio Al	Rame Cu	Stagno Sn	Piombo Pb
0,1	1,014	0,859	0,710	0,555	0,468
0,2	1,013	0,870	0,734	0,595	0,507
0,3	1,011	0,876	0,745	0,614	0,527
0,4	1,009	0,879	0,752	0,625	0,539
0,5	1,007	0,881	0,757	0,633	0,548
0,6	1,005	0,883	0,761	0,639	0,555
0,8	1,002	0,884	0,767	0,649	0,565
1,0	0,998	0,885	0,771	0,655	0,572
1,2	0,995	0,885	0,774	0,661	0,578

Rapporto doppiamente mediato dei poteri frenanti massici $\bar{\bar{s}}$ relativamente all'aria calcolato per lo spettro continuo degli elettroni Compton prodotti da quanti di energia E_γ

Energia dei quanti gamma E_γ in MeV	Carbonio C	Alluminio Al	Rame Cu	Stagno Sn	Piombo Pb
0,15	1,017	0,835	0,657	0,459	0,380
0,25	1,015	0,853	0,696	0,528	0,443
0,4	1,013	0,866	0,723	0,575	0,487
0,6	1,011	0,874	0,740	0,605	0,518
1,0	1,005	0,881	0,758	0,634	0,548
1,5	0,999	0,883	0,768	0,650	0,567



Rapporto dei poteri frenanti massici in funzione dell'energia degli elettroni per un dosimetro di polietilene in vari materiali: 1 acqua; 2 carbonio; 3 alluminio; 4 ferro; 5 piombo (da Mi82, ristampata con il permesso dell'editore).

Si ma ... esistono le cavità "piccole"?

I secondari carichi perdono energia molto rapidamente in qualunque materiale solido, quindi l'unica possibilità di soddisfare i criteri della "cavità piccola" con tecniche non troppo sofisticate è quella di usare un gas.

Percorsi di elettroni in aria a una pressione di 760 mm di mercurio

Energia degli elettroni	Percorso in aria
20 keV	0,4 cm
200 keV	4 cm
2 MeV	75 cm
20 MeV	500 cm

A P atmosferica una cavità riempita con aria è piccola se ha dimensione di qualche mm ... ma si possono aumentare le dimensioni diminuendo progressivamente la pressione del gas.

Con fasci di particelle cariche, in particolare di elettroni, quindi la realizzazione di cavità piccole è relativamente semplice ... è più complicato con fasci di fotoni perchè è più difficile soddisfare la condizione $d \ll \lambda_{\text{primari}}$.

Nel caso di fotoni e con cavità "grandi", al posto della relazione di Bragg-Gray vale invece la:

$$\frac{D_1}{D_2} = \frac{(\mu_{en} / \rho)_1}{(\mu_{en} / \rho)_2}$$

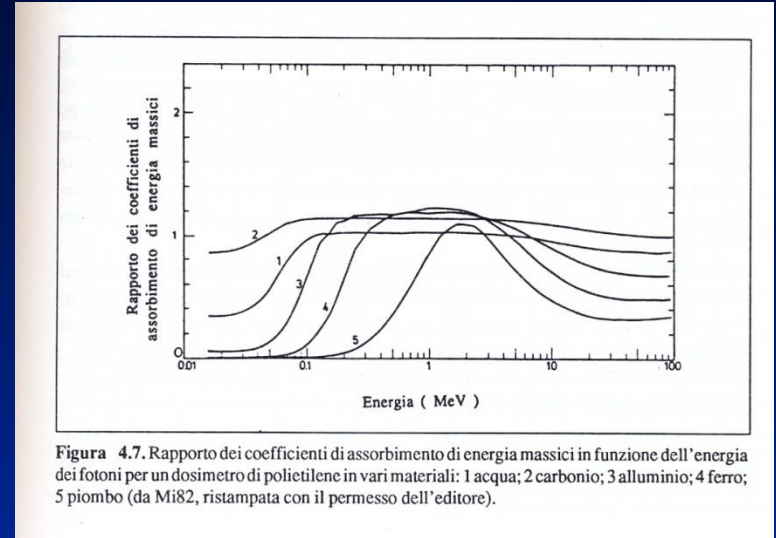
Ricapitolando...

Cavità Piccola:

$$D^M = \frac{\left(\frac{S}{\rho}\right)^M}{\left(\frac{S}{\rho}\right)^G} D^G$$

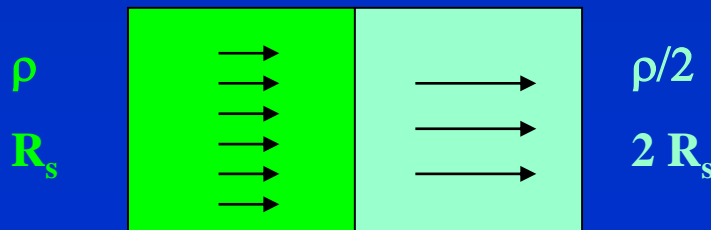
Cavità grande:

$$\frac{D_1}{D_2} = \frac{(\mu_{en}/\rho)_1}{(\mu_{en}/\rho)_2} \quad (\text{per fotoni})$$



In generale si ha $D^M = D^G$ se: $(S/\rho)^M = (S/\rho)^G$ e/o $(\mu_{en}/\rho)^M = (\mu_{en}/\rho)^G$ questo avviene certamente se i due materiali hanno la stessa composizione chimica, si parla in questo caso di "Cavità OMOGENEA". In realtà e' sufficiente che siano verificate le due condizioni sopra enunciate e cioè che il materiale di cui è composta la cavità, cioè il dosimetro, sia EQUIVALENTE a M. In questo senso sono particolarmente importanti ed utilizzati i "Dosimetri a tessuto equivalente".

Le condizioni di equivalenza discendono in realtà dal Teorema di Fano: "In un mezzo esposto ad un flusso uniforme di radiazione, il flusso della radiazione corpuscolare associata (secondari) è anch'esso uniforme e indipendente da eventuali variazioni della densità da punto a punto".



Dose e Danno Biologico

Gi effetti sanitari indotti sull'uomo vengono distinti in effetti somatici ed effetti genetici, a seconda che si manifestino sull'individuo esposto o sui suoi discendenti. Gran parte degli effetti somatici sono di tipo non stocastico. La loro gravità è in relazione alla dose assorbita nell'organo o tessuto di interesse e per ciascun effetto esiste un valore di soglia della dose assorbita soltanto superato il quale esso si manifesta. I valori delle dosi corrispondenti alle varie soglie sono sempre piuttosto elevati e conosciuti in genere con accettabile accuratezza. Tutti gli effetti genetici ed i più importanti

effetti somatici (leucemia, carcinogenesi) hanno invece un carattere stocastico e sono quindi caratterizzati da una probabilità di accadimento funzione della dose ricevuta, e dall'assenza di un valore di soglia sotto il quale l'effetto non si manifesta. Allo scopo di assicurare la protezione degli individui esposti, della loro progenie e del genere umano nel suo insieme dagli eventuali danni che potrebbero derivare dallo svolgimento delle attività con rischio da radiazioni ionizzanti si è andata sviluppando, parallelamente all'uso delle tecnologie nucleari, una disciplina relativamente nuova, la **Radioprotezione**. Un ruolo fondamentale nella formulazione dei principi generali cui si ispira la radioprotezione viene svolto dalla "**International Commission on Radiation Protection**", l'**ICRP**, un Organismo sovranazionale sorto in occasione del II congresso Internazionale di Radiologia tenutosi a Stoccolma nel 1928. L'autorevolezza di questa Organizzazione è tale che le legislazioni di tutti i Paesi del mondo finiscono sempre con l'adequarsi alle sue raccomandazioni. Anche le Direttive della Comunità Europea sono formulate sulla base delle periodiche raccomandazioni dell'ICRP.

L'Equivalente di Dose

Nessuna delle grandezze dosimetriche (dose assorbita, kerma, esposizione) è del tutto idonea a quantificare gli effetti provocati dal trasferimento di energia dalle radiazioni ionizzanti alla materia vivente. Esse non consentono di tener conto della diversità degli effetti biologici indotti da radiazioni di diversa qualità. La più importante delle grandezze radioprotezionistiche è l'**Equivalente di dose, H**, per mezzo del quale la dose assorbita viene pesata con un opportuno fattore correttivo per tener conto della "qualità" (più tecnicamente della "Efficacia Biologica relativa") della radiazione. **H** è definito come:

$$H = D \cdot Q \quad \dot{H} = \frac{dH}{dt} = \dot{D} \cdot Q$$

L'effetto dei diversi meccanismi di perdita di energia di radiazione diverse viene tenuto conto introducendo un fattore peso adimensionale, il **Fattore di qualità (Q)** che moltiplica la dose e definisce la nuova grandezza, H.

[H] = Sievert, Sv ; 1 Sv = 1 J/kg . Prima si usava, per misurare H, il rem: 1 rem = 0.01 Sv.

Q serve a tener conto della distribuzione dell'energia assorbita a livello microscopico che dipende dalla natura e dalla velocità delle particelle cariche che liberano la dose, essa può essere caratterizzata attraverso una grandezza fisica denominata **LET (Linear Energy Transfer)**.

Il LET è definito soltanto per particelle cariche e rappresenta l'energia dE dissipata dalle particelle nel tratto dℓ mediante collisioni che comportano trasferimenti di energia inferiori ad un determinato valore prefissato Δ.

$$L_{\Delta} = \left(\frac{dE}{d\ell} \right)_{\Delta}$$

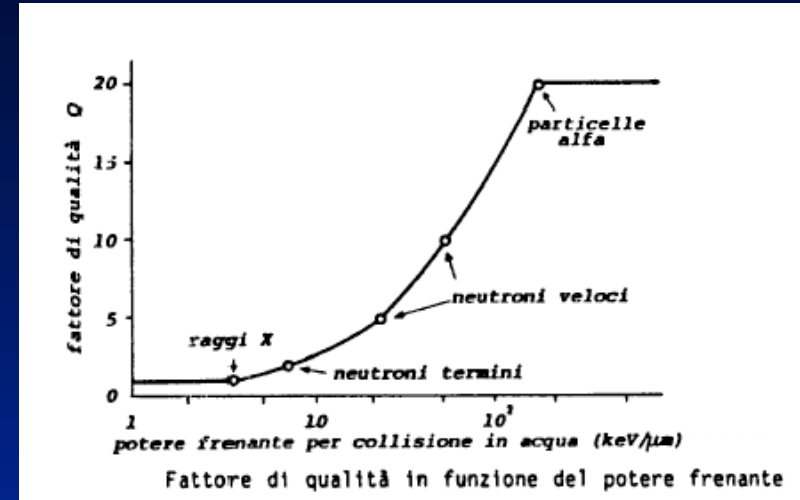
e

$$L_{\infty} = \left(\frac{dE}{dx} \right)_{\text{coll}}$$

IL Fattore di qualità

L_{∞} in acqua (keV· μm^{-1})	Q
< 3.5	1
7	2
23	5
53	10
>175	20

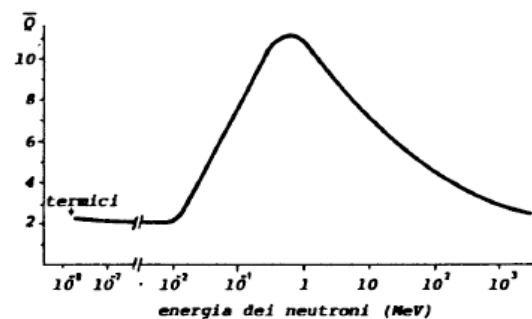
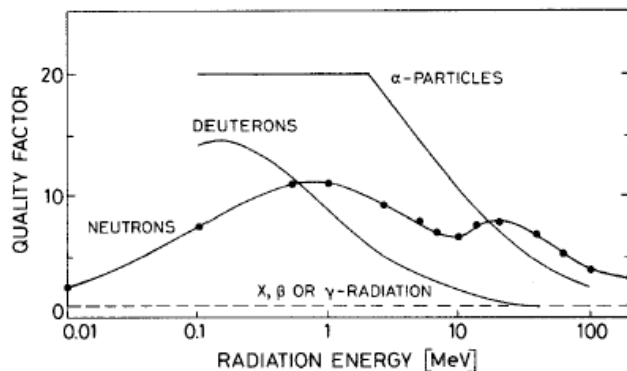
Raccomandazioni dell'ICRP



Se L_{∞} non è costante allora

$$\langle Q \rangle = \frac{1}{D} \int Q(L_{\infty}) D(L_{\infty}) dL_{\infty}$$

Più frequentemente si valuta Q in funzione del tipo e della E della radiazione



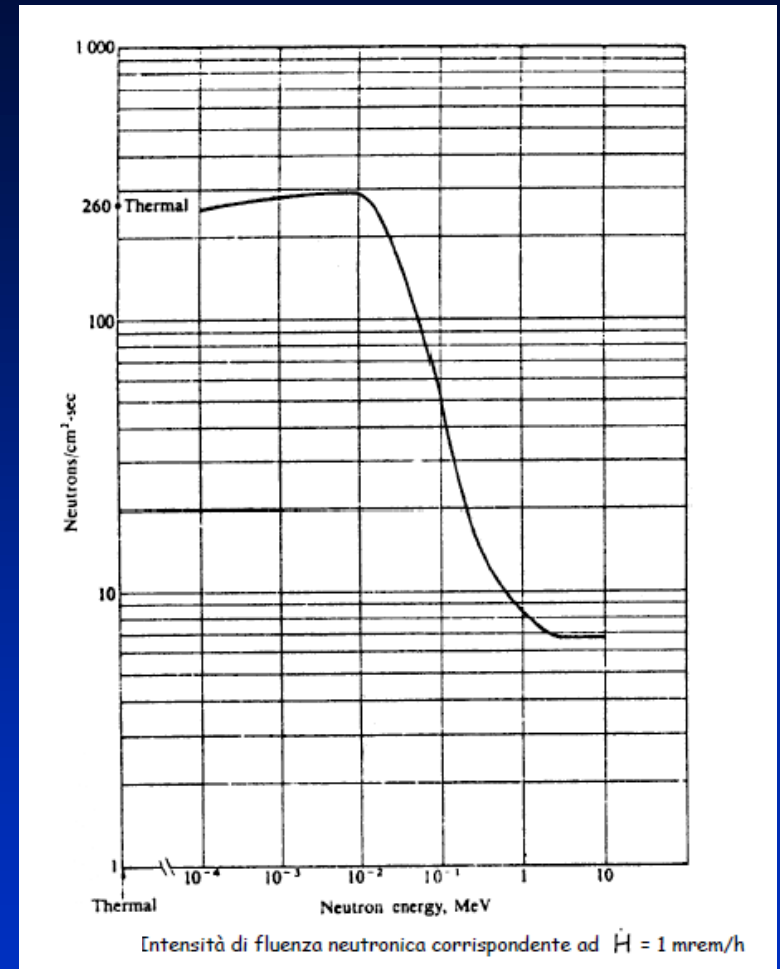
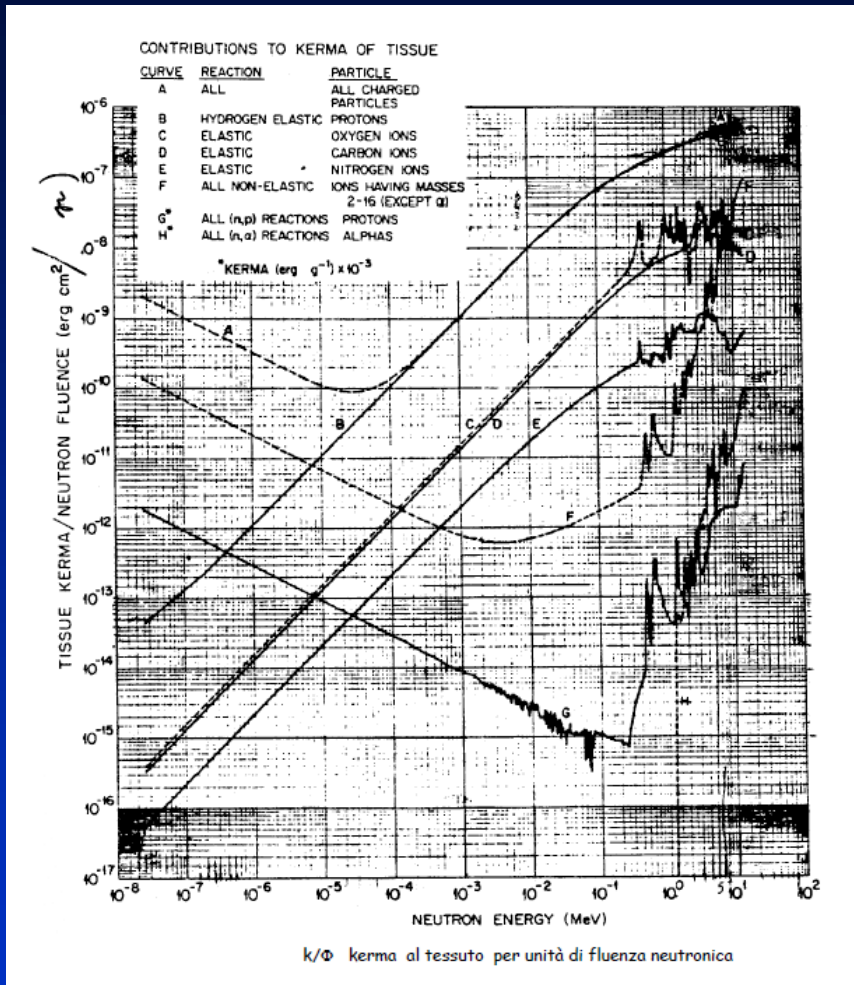
Fattori di qualità efficaci per i neutroni, raccomandati dalla ICRP.

Tab. 6.III. Fattore di qualità efficace per i neutroni di varie energie (dati tratti da ICRP71).

Energia dei neutroni (MeV)	Fattore di qualità efficace
$2.5 \cdot 10^{-8}$ (termici)	2.3
da $1 \cdot 10^{-7}$ a $1 \cdot 10^{-2}$	2
$1 \cdot 10^{-1}$	7.4
$5 \cdot 10^{-1}$	11
1	10.6
2	9.3
5	7.8
10	6.8
20	6.0
50	5.0
$1 \cdot 10^2$	4.4
$2 \cdot 10^2$	3.8
$5 \cdot 10^2$	3.2
$1 \cdot 10^3$	2.8

Fattore qualità dei neutroni in funzione dell'energia

In particolare per i neutroni ...



K in tessuto biologico in funzione di E_n per unità di fluensa dei neutroni. In condizioni di equilibrio della radiazione, $D = K$ e $H = D \cdot Q = K \cdot Q$. Nota l'intensità di fluensa Φ dei neutroni, per ottenere l'intensità di H si moltiplica per Φ il valore del K unitario

Fondamenti della radioprotezione

Poiché non è possibile ovviamente effettuare esperimenti diretti sulla popolazione, la attuale conoscenza degli effetti delle radiazioni è basata sui dati raccolti in occasione di incidenti (Chernobyl per esempio), sui dati che provengono da studi epidemiologici effettuati sui sopravvissuti al bombardamento di Hiroshima e sulle popolazioni esposte alle esplosioni nucleari effettuate a scopi militari, su studi ed esperimenti effettuati su animali da laboratorio. Lo stato attuale di conoscenza in questo campo può essere riassunto come segue:

esiste una informazione ben documentata sugli effetti di esposizione acuta (cioè limitata nel tempo) ad alte dosi;

esiste una limitata conoscenza per quanto concerne:

- dosi acute non troppo elevate e non ripetute;
- basse dosi acute ripetute occasionalmente;
- bassissime dosi croniche.

Fondamenti della radioprotezione

A fronte di questa situazione la radioprotezione poggia su alcune assunzioni conservative:

1) Esiste una relazione lineare dose-effetto per qualsiasi esposizione, da quelle acute a quelle croniche, indipendentemente dalla intensità della dose ricevuta: il danno è proporzionale alla dose integrale assorbita;

2) Non vi è alcuna soglia sulla dose da radiazione, al di sopra della quale l'effetto si manifesta, ma al di sotto no;

3) Tutte le dosi assorbite da un organo sono completamente additive, indipendentemente dal ritmo di assunzione e dagli intervalli temporali tra una assunzione e le successive

4) non vi è alcun meccanismo di recupero o riparo biologico alla radiazioni.

Nessuna delle assunzioni è strettamente corretta, ma esse tuttavia formano un base conservativa su cui stabilire degli standard di radioprotezione. E' lo ICRP che periodicamente stabilisce gli standard di radioprotezione a cui attenersi. **Questi sono basati sul bilancio tra rischi e benefici che derivano dall'uso pacifico delle radiazioni ionizzanti.**

Dalle raccomandazioni ICRP alla legislazione

La Legislazione italiana attuale (D L.vo 241, 2001) recepisce le raccomandazioni del rapporto **ICRP26** (del 1977 !) che stimava la seguente pendenza per la retta Danno Biologico vs. H:

Per radiazioni a basso LET: **$1.65 \cdot 10^{-2}$ eventi gravi/Sv**

O meglio **$1.25 \cdot 10^{-2}$ tumori letali/Sv e $0.40 \cdot 10^{-2}$ effetti ereditari fino alla II generazione/Sv**

(l'ICRP 60, del 1991, rivede i dati aumentando la pendenza, parzialmente recepita in Italia)

Considerato che non esiste un valore di H "sicuro" l'ICRP sviluppa il "sistema di limitazione delle dosi", secondo tre principi fondamentali:

- 1) **GIUSTIFICAZIONE**: Nessuna attività umana (che preveda l'uso di radiazioni ionizzanti) deve essere accolta a meno che la sua introduzione produca un beneficio netto e dimostrabile.
- 2) **OTTIMIZZAZIONE**: Ogni esposizione a radiazioni ionizzanti deve essere tenuta tanto bassa quanto ragionevolmente possibile (ALARA)
- 3) **LIMITAZIONE**: L'equivalente di dose ai singoli individui non deve superare i limiti raccomandati nelle varie circostanze

Dalle raccomandazioni ICRP alla legislazione

Giustificazione: $B > V - (P+X+Y)$

Con: B = Beneficio Netto

V = Beneficio Lordo

P = costo della " Produzione"

X = costo per ottenere un certo livello di protezione

Y = Detrimento conseguente alla produzione

Ottimizzazione: i limiti "operativi" dovrebbero discendere dall'applicazione di questo principio e mantenersi di norma inferiori a quelli derivanti dal terzo principio. Si assume in pratica che i parametri nella formula della giustificazione siano tutti funzioni della H a tutta la popolazione, **S**, e quindi:

$$B_{\max} \Leftrightarrow \frac{dB}{dS} = 0 \Rightarrow \frac{dV}{dS} - \left(\frac{dP}{dS} + \frac{dX}{dS} + \frac{dY}{dS} \right) = 0$$

in realta' Ve P non sono funzioni di S... e quindi

$$B_{\max} \Leftrightarrow \left[\frac{dX}{dS} \right]_{S=S^*} = - \left[\frac{dY}{dS} \right]_{S=S^*}$$

$$\text{si assume } Y = \alpha S \rightarrow \left[\frac{dX}{dS} \right]_{S=S^*} = -\alpha$$

ICRP

$\alpha = 10^4$ \$/Sv persona

Paesi scandinavi:

$\alpha = 10^4$ \$/Sv persona

IAEA

$\alpha = 10^3$ \$/Sv persona

Italia

$\alpha = 10^4$ €/Sv persona

Dalle raccomandazioni ICRP alla legislazione

Limitazione: I limiti servono per limitare la frequenza degli effetti stocastici a livelli "accettabili"

Rischio accettabile = mortalità annuale media $< 10^{-4}$ per lavoratori esposti
 $< 5 \cdot 10^{-6}$ per la popolazione

Da cui dovrebbe derivare: $H < 10^{-2}$ Sv/y (Lav. Esp.) e $H < 5 \cdot 10^{-4}$ Sv/y (popolazione)

Invece ICRP raccomanda, per i Lavoratori Esposti:

Irradiazione globale Uniforme: 50 mSv/y

Gonadi: 200 mSv/y

Mammella: 330 mSv/y

Midollo e Polmoni: 417 mSv/y

Tiroide e ossa 1670 mSv/y

Cristallino 833 mSv/y

Per la popolazione si divide tutto per 10 !

Secondo ICRP questi limiti garantiscono che non si superi in media H corrispondente ad un rischio accettabile

In generale sulla valutazione/percezione del rischio

The Meaning of Risk

"Risk" is a common word which may convey different meanings to different people. For the purpose of making comparisons between different types of risks, the risk associated with a specified event is given the technical definition as the *consequence of the event per unit time*. For example, there are on the order of 50,000 deaths from auto accidents per year in the United States. The total societal risk from such accidents is defined as 50,000 deaths/year. Since the U.S. society contains approximately 200 million persons, the average individual risk is defined as

$$\frac{5 \times 10^4 \text{ deaths/year}}{200 \times 10^6 \text{ persons}} = 2.5 \times 10^{-4} \text{ deaths/person-year.}$$

The risk of an event can be computed in an obvious way from the frequency of the event and the magnitude of the consequences of the event:

$$\text{Risk} \left(\frac{\text{consequences}}{\text{unit time}} \right) = \text{frequency} \left(\frac{\text{events}}{\text{unit time}} \right) \times \text{magnitude} \left(\frac{\text{consequence}}{\text{event}} \right). \quad (11.70)$$

The total U.S. automobile accident rate is about 15 million accidents per year, and one accident in 300 results in a fatality. The societal risk is therefore

$$\text{Risk} = 15 \times 10^6 \frac{\text{accidents}}{\text{year}} \times \frac{1 \text{ death}}{300 \text{ accidents}} = 50,000 \frac{\text{deaths}}{\text{year}},$$

as given earlier.

Table 11.11 presents some U.S. accidental death statistics for the year 1969. It will be observed that the risk per person-year of accidental death ranges from about 10^{-4} (for automobiles and falls) to 10^{-7} (for lightning and storms). Except for certain hazardous occupations and sports, which involve a limited segment of the population, there are few if any activities engaged in by the general public that have associated risks as high as 10^{-3} /person-year.

Indeed, it appears that the public has developed a more or less consistent attitude with regard to the more familiar risks. Evidently risks as large as 10^{-3} /person-year are not acceptable. With a risk of 10^{-4} /person-year, the public is willing to go to considerable trouble and expense to hold down the accident rate. Thus various traffic programs are instituted, automobiles are required to be inspected, seat belts must be installed; fences and railings are placed at dangerous locations; money is spent on fire prevention and active fire control. Risks on the order of 10^{-5} /person-year are still acknowledged. Lifeguards are employed at swimming areas; special bottles with child-resistant-caps are used for drugs; and so on.

Table 11.11*
Individual Risk of Acute Fatality by Various Causes
in the United States in 1969

Accident	Total number for 1969	Approximate individual risk, acute fatality per person-year
Motor vehicles	55,791	3×10^{-4}
Falls	17,827	9×10^{-5}
Fires and hot substances	7,451	4×10^{-5}
Drowning	6,181	3×10^{-5}
Poisons	4,516	2×10^{-5}
Firearms	2,309	1×10^{-5}
Machinery (1968)	2,054	1×10^{-5}
Water transport	1,743	9×10^{-6}
Air travel	1,778	9×10^{-6}
Falling objects	1,271	6×10^{-6}
Electrocution	1,148	6×10^{-6}
Railway	884	4×10^{-6}
Lightning	160	5×10^{-7}
Hurricanes	93†	4×10^{-7}
Tornadoes	91‡	4×10^{-7}
All others	8,695	4×10^{-5}
All accidents		6×10^{-4}

* Based on "Nuclear Safety Study," U.S. Atomic Energy Commission Report WASH-1400, 1974.

† (1901-1972 avg.)

‡ (1953-1971 avg.)

Legislazione italiana

La legge italiana (DLgs 230/95 modificato dal Dlgs 241/01), tra le varie cose, fissa i limiti di H che non devono essere superati:

Limiti di dose

Lavoratori esposti



Popolazione: $H < 1$ mSv/anno

Categoria B: $H < 6$ mSv/anno

Categoria A: $H < 100$ mSv in 5 anni
 $H < 20$ mSv/anno

Per garantire il rispetto dei limiti, l'attività dei singoli isotopi nelle matrici ambientali (aria, acqua, piante, suolo) ed alimentari deve a sua volta essere contenuta entro valori (limiti secondari e derivati) calcolabili a partire dai limiti di dose e dalle specifiche condizioni di esposizione (vedi ICRP e D.Lvo 230 e 241).

Un esempio

Limite Derivato: **DAC** = **C**oncentrazione Massima in **A**ria **D**erivata per un certo radionuclide

Deve essere:

$$\int_{1\text{anno}} C(t)B(t)dt \leq A.L.I.$$

Con:

ALI = **A**nnual **L**imit **I**ntake = Attività (di un certo isotopo radioattivo) massima introducibile in un anno (per lavoratori esposti ; **1 Anno= 2000 ore**) che assicura il rispetto dei limiti di dose primari.

C(t) = Bq/m³ in aria di un certo isotopo

B(t) = volume d'aria respirato dal lavoratore in funzione del tempo (**uomo standard = 0.02 m³/min**)

Con **C(t)** = costante, ad esempio, si ottiene:

³ H	8 10 ⁵ Bq/m ³
⁶⁰ Co	3 10 ³ Bq/m ³
¹³¹ I	7 10 ² Bq/m ³
²²⁶ Ra	1 10 ¹ Bq/m ³
²³⁹ Pu	8 10 ⁻² Bq/m ³

Sorgenti di radiazioni

sorgenti naturali (raggi cosmici, radionuclidi cosmogenici, radionuclidi primordiali);

sorgenti naturali modificate dalla tecnologia (materiale da costruzione, viaggi in aereo ad alta quota, combustione del carbon fossile, ecc.);

sorgenti di alcuni prodotti di consumo (orologi luminescenti, apparecchi televisivi, protesi dentarie, vetri per lenti, ecc.);

sorgenti impiegate in medicina (tubi a raggi X, acceleratori, radioisotopi per diagnostica, radiofarmaci, ecc.);

sorgenti di ricadute di bombe atomiche (fallout);

sorgenti associate con la produzione di energia nucleare (estrazione e ritrattamento del combustibile, rilasci delle centrali, ri-processamento del combustibile, rifiuti, incidenti ecc.);

sorgenti presenti sui luoghi di lavoro.

Nelle categorie sopra elencate si identificano radionuclidi che danno luogo ad irradiazione esterna ed altri che originano invece irradiazione interna.

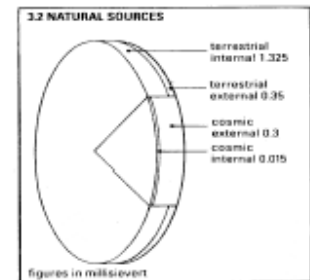
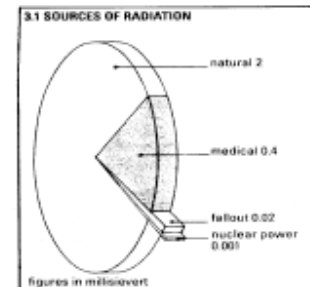
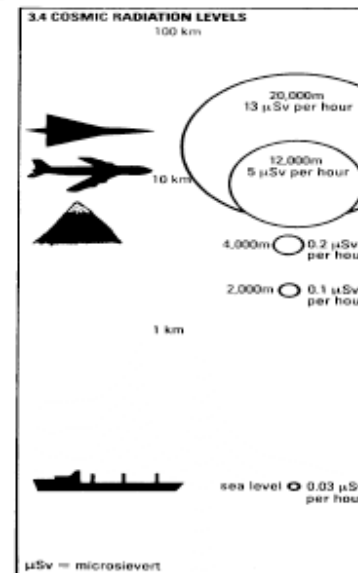
Sorgenti di radiazioni

La più importante fonte di esposizione per gli esseri umani è certamente il fondo naturale, il cui contributo medio (che varia comunque considerevolmente da luogo a luogo) vale **2.4 mSv/anno**.

La seconda sorgente di irradiazione della popolazione per ordine di importanza è costituita dalle applicazioni mediche (diagnostica e terapia). A parte le dosi ricevute dai pazienti sottoposti a radioterapia, un contributo notevole all'equivalente di dose globale deriva, specie nei paesi industrializzati, dalle pratiche radiografiche.

Tab. 8.1. Equivalenti annuali di dose efficace dovuti al fondo naturale nelle aree «normali» (dati tratti da UNSCEAR88).

Sorgente	Equivalente di dose efficace (mSv/anno)		
	Irradiazione esterna	Irradiazione interna	Totale
Raggi cosmici			
Componente dirett. ionizz.	0.30		0.30
Neutroni	0.055		0.055
Radionuclidi cosmogenici		0.015	0.015
Radionuclidi primordiali			
K-40	0.15	0.18	0.33
Rb-87		0.006	0.006
U-238 (serie)	0.10	1.24	1.34
Th-232 (serie)	0.16	0.18	0.34
TOTALE (arrotondato)	0.8	1.6	2.4



Il fondo delle radiazioni naturali in varie situazioni

Sorgenti di radiazioni

Tab. 8.II. Dosi ricevute nei più comuni esami radiografici in vari organi protezionisticamente significativi, secondo calcoli per un fantoccio antropomorfo da 70 kg (dati tratti da ICPR82b).

Esame	Dose nell'organo (mGy)					Mammella
	Tiroide	Midollo osseo attivo	Polmone	Gonadi ♂ ♀		
Torace	0.065	0.04 (0.03)	0.19 (0.20)	-	-	0.14
Cranio	2.22	0.31	0.02	-	-	-
Rachide cervicale	4.04	0.11	0.14	-	-	-
Costole	1.54	0.49 (0.42)	3.24 (2.96)	-	0.004	4.11
Spalla (una proiezione)	0.58	0.06	0.39 (0.27)	-	-	0.77
Rachide dorsale	0.75	0.43 (0.32)	2.63 (2.65)	-	0.006	2.76
Colecistogramma	0.01	0.66	1.76	-	0.06	-
Rachide lombare	0.003	1.26	1.33	0.07	4.05	-
Porzione sup. tratto G-I	0.07	1.17 (1.14)	5.32 (4.76)	0.004	0.45	0.53
Rene, uretere, vescica	-	0.48	0.12	0.16	2.12	-
Clisma	0.002	2.98	0.48	0.58	7.87	-
Rachide lombosacrale	-	2.24	0.35	0.43	6.40	-
Pielografia intravenosa	-	1.16	0.35	0.49	6.36	-
Bacino	-	0.27	0.011	0.57	1.48	-
Anca (una proiezione)	-	0.17	-	3.68	0.78	-
Rachide in toto (chiroprassi)	2.71	0.35	1.49 (1.17)	0.10	1.00	2.34
Mammografia						
(1) Xeroradiografia	-	(-)	(-)	-	-	7.66
(2) Pellicola-schermo	-	(-)	(-)	-	-	2.12

(-) Trascurabile rispetto agli altri organi.

I dati tra parentesi si riferiscono alla donna se diversi da quelli per l'uomo.

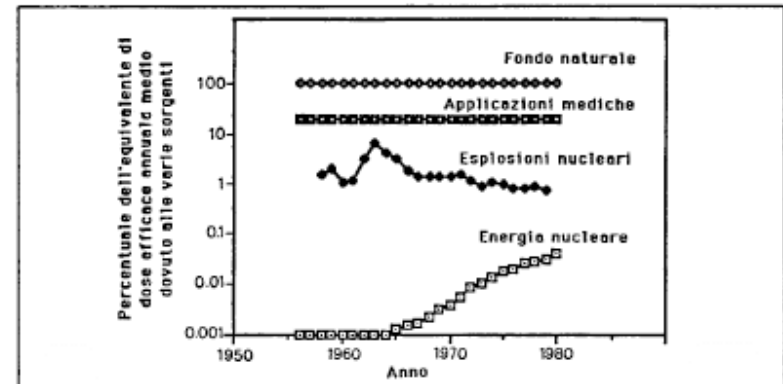


Figura 8.1. Andamento nel tempo dell'equivalente di dose efficace annuale dovuto alle più importanti sorgenti di radiazioni cui è esposta la popolazione mondiale avendo posto uguale a 100 l'esposizione media alle sorgenti naturali (sulla base dei dati UNSCEAR82).

Esercizi (di ripasso..)

1. Stimare l'energia residua di un protone con energia iniziale 8 MeV dopo l'attraversamento di 100 μm di Silicio.
2. Calcolare l'energia del fotone diffuso e dell'elettrone dopo uno scattering Compton a 90° ($h\nu = 1 \text{ MeV}$).
3. Valutare quale dei 3 processi di interazione γ -materia è dominante nelle seguenti situazioni:

γ da 3 MeV in Al, γ da 200 keV in H, γ da 1 MeV in Fe, γ da 25 MeV in C.

4. Qual è la probabilità che un γ da 800 keV sia assorbito per effetto fotoelettrico in 2 cm di NaI ?
5. Le sezioni d'urto di assorbimento per neutroni termici in ^{235}U e ^{238}U valgono rispettivamente 681 e 2.7 barn, Calcolare Σ_a ed il libero cammino medio per U naturale.
6. Un fascio di neutroni mono-energetici con un flusso $\phi = 10^{12} \text{ n}/(\text{cm}^2 \text{ s})$ incide su un bersaglio di grafite di superficie $S = 10^{-2} \text{ m}^2$ e spessore $\Delta x = 1 \text{ cm}$. Se la σ_{tot} di interazione vale 5 barn calcolare il numero di neutroni che, ogni secondo, fuoriescono dal bersaglio.

E gli esercizi sulla dosimetria sulla pagina web!