



Progetto “*Misura della radioattività ambientale*”

SIF in collaborazione con INFN ed AIF  
con la sponsorizzazione del MIUR e del Ministero dell’Ambiente

## **RADIAZIONI E RADIOPROTEZIONE**

**Allegato tecnico**

a cura di Roberto Bedogni

INFN – Laboratori Nazionali di Frascati  
U.F. Fisica Sanitaria



## Indice

<b>1</b>	<b>Le radiazioni ionizzanti</b>	
1.1	La scoperta della radioattività naturale	5
1.2	La radioattività artificiale	5
1.3	Raggi $\gamma$ e raggi X	6
1.4	Perché “ionizzanti”?	7
1.5	Il decadimento radioattivo	8
1.6	L’interazione con la materia ed il potere penetrante delle radiazioni ionizzanti	9
1.7	Le grandezze usate per la misura delle radiazioni	14
1.8	Le grandezze usate in radioprotezione	15
<b>2</b>	<b>Elementi di radioprotezione</b>	
2.1	Gli effetti biologici delle radiazioni ionizzanti	17
2.2	Gli effetti deterministici	17
2.3	Gli effetti stocastici ed il rischio radiologico	18
2.4	I principi della radioprotezione	19
<b>3</b>	<b>Fonti di esposizione</b>	
3.1	La situazione mondiale	21
3.2	La situazione italiana	23
<b>4</b>	<b>Il contatore Geiger</b>	
4.1	Cos’è un contatore Geiger?	26
4.2	Come funziona un contatore G-M	27
4.3	Taratura di un G-M	28
4.4	Il contatore GM-10	31
4.5	La statistica della misura	33
4.6	Come effettuare le misure	35
4.7	Come elaborare le misure	36



## 1 Le radiazioni ionizzanti

### 1.1 La scoperta della radioattività naturale

La prima evidenza sperimentale della radioattività si deve ad una osservazione del fisico francese Henri Becquerel, che nel 1896, “...*si accorse casualmente che i sali di uranio, posti in vicinanza di una lastra fotografica, anche racchiusa in un involucro opaco, la impressionano, mostrando così emettere radiazioni capaci di attraversare anche i corpi che non sono attraversati dalla luce. Questa osservazione aprì un nuovo capitolo della fisica, quello della radioattività*” (1).

Le primissime osservazioni sperimentali mostrarono che le radiazioni emesse da una sostanza sono insensibili ai legami chimici, ovvero, la radiazione emessa da 1 g di bromuro di radio, che contiene il 59% di Radio, è identica a quella emessa da 0.59 g di Radio puro. Inoltre sono insensibili alla temperatura, alla pressione, ai campi elettrici e magnetici.

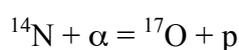
Oggi sappiamo che la radioattività di una sostanza deriva dalle trasformazioni che, all'interno del nucleo atomico, avvengono per condurlo ad uno stato “più stabile”. Ne consegue che diversi isotopi dello stesso elemento, nonostante presentino le stesse proprietà chimiche, non presentano in generale la stessa *radioattività*. Parleremo pertanto delle emissioni radioattive di un dato *nuclide* (o *radionuclide*, o *radioisotopo*) ma non di quelle di un dato elemento.

L'individuazione di tre tipi di radiazioni risale al 1898, quando Marie Curie scoprì che anche altre sostanze godevano della stessa proprietà radioattive (*radium* in latino significa *raggio*) dell'uranio. In particolare notò che la pechblenda, minerale contenente piccole quantità di sali di uranio, manifestava più radioattività dei sali di uranio: ne dedusse la presenza di una specie chimica ignota. Riuscì quindi a separare chimicamente il polonio dal radio. Grazie ad un semplice esperimento con un campo elettrico statico, poté inoltre stabilire la natura dei raggi emessi scoprendo che si trattava di tre tipi di radiazioni: la prima con carica elettrica positiva, la seconda negativa e la terza neutra. Associò a tali raggi le prime tre lettere dell'alfabeto greco  $\alpha$  (alfa),  $\beta$  (beta) e  $\gamma$  (gamma).

I soli radioisotopi conosciuti fino al 1919 erano quelli naturali, cioè dotati di radioattività spontanea.

### 1.2 La radioattività artificiale

Fu Rutherford, nel 1919, ad ottenere la prima *trasmutazione artificiale*. Mise una sorgente di particelle  $\alpha$  in un contenitore riempito di azoto ( $N_2$ ) e chiuso con uno schermo fluorescente, distante dalla sorgente più del percorso massimo delle particelle alfa. Tuttavia sullo schermo osservò delle scintillazioni, dovute ai protoni (p) uscenti dalle reazioni nucleari tra le particelle  $\alpha$  ed i nuclei di azoto:



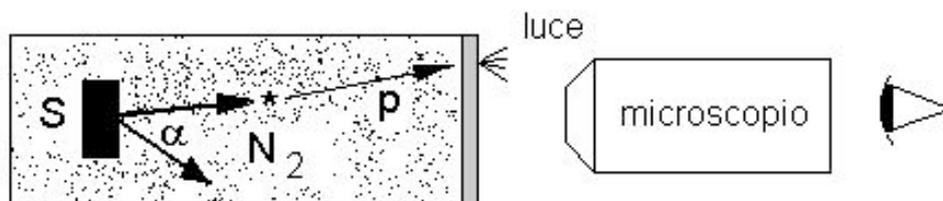


Figura 1: Il dispositivo con cui Rutherford osservò la prima trasmutazione artificiale.

In generale una trasmutazione artificiale avviene quando una particella proiettile colpisce un nucleo bersaglio con energia sufficiente per cambiarne la struttura interna e mutarlo in un altro nuclide. La trasformazione può essere accompagnata dall'emissione di radiazioni. Dal 1919 al 1932 gli unici *proiettili* disponibili erano le particelle  $\alpha$ , che permettevano di produrre reazioni solo con nuclei leggeri.

Il *neutrone* venne scoperto nel 1932 in seguito ad una esperienza condotta da I. Curie e F. Joliot ed interpretata da Chadwick. Nel 1934 I. Curie e F. Joliot si accorsero che il magnesio, bombardato con particelle  $\alpha$ , diventa radioattivo, e precisamente emette radiazione beta con un tempo di dimezzamento caratteristico.

Si era cioè scoperto che le reazioni nucleari possono produrre nuclidi non esistenti in natura, *i radioisotopi artificiali*.

Poco dopo questa esperienza, Fermi scopriva che anche un bombardamento con neutroni poteva produrre radioattività artificiale (*attivazione neutronica*).

Il dispositivo di Fermi era molto semplice: una sostanza veniva esposta ai neutroni emessi da un miscuglio di Radio e Berillio (ancora oggi usato come sorgente di neutroni), poi veniva misurata con un contatore Geiger: dall'andamento temporale del numero di conteggi si ricavava il tempo di dimezzamento tipico del radionuclide prodotto.

### 1.3 Raggi $\gamma$ e raggi X

Abbiamo visto che dalle trasformazioni dei nuclei atomici possono derivare radiazioni dotate di massa ( $\alpha$  e  $\beta$ ) ma anche raggi  $\gamma$ , ossia radiazioni elettromagnetiche come la luce visibile, ma con frequenza e quindi energia superiori di molti ordini di grandezza. Anche i raggi X sono radiazioni elettromagnetiche, anche se non vengono prodotti direttamente dal nucleo ma da interazioni che coinvolgono la struttura elettronica.

Storicamente, la scoperta dei raggi X precedette di tre anni quella dei raggi  $\gamma$ . Fu il professore tedesco Wilhelm Conrad Roentgen (1845-1923), nel 1895, a fare la scoperta. Mentre studiava i fenomeni luminosi associati a scariche elettriche in ampole di vetro nelle quali era stato fatto il vuoto (tubi di Crookes, vedi Figura 2), egli si accorse che le ossa della sua mano venivano proiettate su uno schermo fluorescente posto in vicinanza. I nuovi "raggi", chiamati raggi X, vennero ben presto utilizzati nei più svariati campi, a partire dalla medicina.

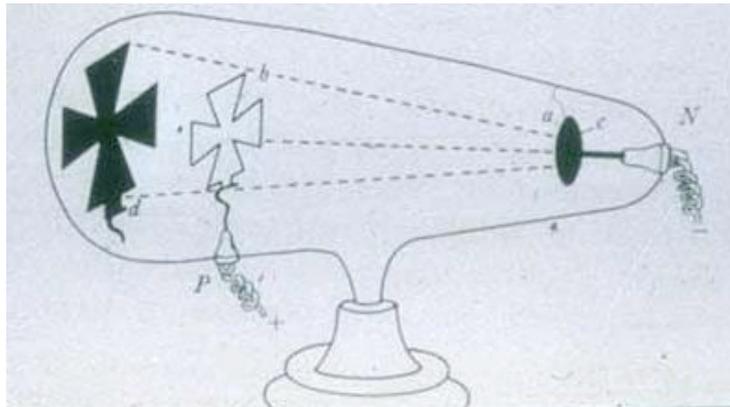


Figura 2: Tubo di Crookes.

Il tubo a raggi X presenta due elettrodi, un catodo ed un anodo. Il catodo (o filamento), alimentato a bassa tensione, emette elettroni per effetto termoionico. Quando viene applicata una tensione (fino ad alcune centinaia di kV) tra anodo e catodo, gli elettroni sono accelerati verso l'anodo (positivo) dove vengono assorbiti. Questo processo (noto con la parola tedesca *bremstrahlung*, ovvero "raggi di frenamento") trasforma parte della loro energia in radiazione fotonica, i raggi X.

Il generatore a raggi X, o tubo a raggi X, è un esempio di generatore di radiazioni: un dispositivo che non contiene materiale radioattivo, ma produce radiazioni solo quando è in funzione.

Altri esempi sono gli acceleratori per la terapia oncologica: anche in questo caso la radiazione fotonica, ad energia molto più elevata che nei tubi a raggi X, viene ottenuta per frenamento di un fascio elettronico su un anodo metallico.

In realtà i raggi X possono essere prodotti sia artificialmente, con apparecchi come quello di Fig. 2, sia naturalmente, in seguito a transizioni che interessano i livelli elettronici più legati al nucleo.

#### 1.4 Perché "ionizzanti"?

Le radiazioni di cui ci occupiamo sono chiamate "ionizzanti" perché trasportano energia sufficiente per ionizzare la materia. La luce visibile, composta da onde elettromagnetiche come i raggi X e  $\gamma$ , non è "ionizzante" perché ha energia molto inferiore.

L'energia delle radiazioni ionizzanti si misura in elettronVolt (eV) e suoi multipli, come i keV o MeV. L'elettronVolt è l'energia che acquisisce un elettrone quando è accelerato dalla differenza di potenziale di un Volt.

Per poter ionizzare la materia una radiazione deve essere in grado di rilasciare (direttamente o indirettamente, ovvero mettendo in moto delle particelle secondarie) energia sufficiente almeno per ionizzare un atomo di idrogeno, 13,6 eV.

È importante avere un'idea dell'energia che possono avere le radiazioni ionizzanti. Ad esempio, parlando delle radiazioni prodotte dai radioisotopi naturali, le particelle  $\alpha$  possono

avere energia da 4 a 8 MeV, le particelle  $\beta$  da pochi keV a qualche MeV, i raggi  $\gamma$  da qualche centinaio di keV a pochi MeV.

I raggi X prodotti dalle apparecchiature radiogene possono avere energia da pochi keV fino al MeV. Gli acceleratori di elettroni usati in radioterapia possono produrre elettroni o fotoni fino a diverse decine di MeV. Esistono invece acceleratori, anche di altre particelle (protoni, ad esempio) che possono fornire radiazioni con energia fino a molti GeV o TeV (1 GeV =  $10^9$  eV, 1 TeV =  $10^{12}$  eV).

Le radiazioni ionizzanti possono ionizzare gli atomi e le molecole di qualunque materiale, inclusa la materia biologica. Ed è proprio il rilascio di energia alle nostre bio-molecole la causa del “danno biologico” indotto dalle radiazioni.

### 1.5 Il decadimento radioattivo

Il fatto che un nucleo si trasformi emettendo delle radiazioni, fa sì che il numero di nuclei “di origine” diminuisca di un’unità. Pertanto il numero di nuclei in un materiale radioattivo diminuisce nel tempo. La rapidità con cui avvengono queste trasformazioni (*disintegrazioni radioattive*) è regolata da una legge di tipo statistico. Esiste, per un certo radionuclide, una *costante di decadimento* ( $\lambda$ ), misurata in  $s^{-1}$ , che risponde alla domanda: “*qual è la probabilità di decadimento, per unità di tempo, di un atomo non ancora disintegrato?*”.

Parlando di un campione di  $N$  atomi non ancora disintegrati al tempo  $t$ , il numero di decadimenti ( $dN$ ) attesi in un tempo infinitesimo  $dt$  è dato da

$$dN = - N \lambda dt$$

Il segno meno indica che, a causa del decadimento, il numero di atomi nello stato iniziale diminuisce nel tempo. Partendo da un numero iniziale di atomi  $N_0$ , dopo un tempo (finito)  $t$  il numero di “sopravvissuti” sarà:

$$N(t) = N_0 e^{-\lambda t}$$

La legge del decadimento dice semplicemente che in tempi uguali la quantità di radionuclide si riduce sempre della stessa percentuale.

Il tempo in cui avviene la riduzione al 50% è una costante caratteristica di un dato radionuclide, ed è chiamato **tempo di dimezzamento**,  $T_{1/2}$ . Tale parametro è legato a  $\lambda$  tramite la relazione

$$T_{1/2} = \ln(2)/\lambda = 0.693/\lambda$$

Figura 3 esprime per via grafica la legge di decadimento: dopo 1  $T_{1/2}$  il numero di atomi è ridotto al 50%; dopo due  $T_{1/2}$  al 25% e così via. Tabella 1 riporta i tempi di dimezzamento di alcuni radioisotopi.

Radioisotopo	$T_{1/2}$ (anni)
$^3\text{H}$	12,3
$^{14}\text{C}$	5730
$^{60}\text{Co}$	5,3
$^{137}\text{Cs}$	30
$^{90}\text{Sr}$	29,1
$^{238}\text{U}$	4470000000

Tabella 1: Tempo di dimezzamento di alcuni radioisotopi.

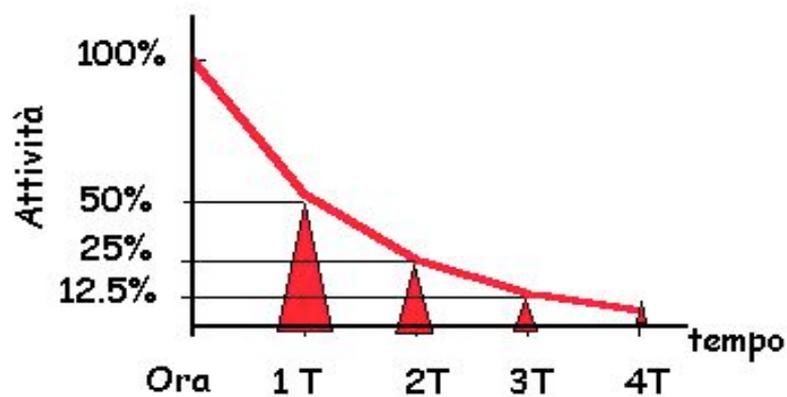


Figura 3: Legge temporale del decadimento radioattivo ( $T$  = tempo di dimezzamento).

## 1.6 L'interazione con la materia ed il potere penetrante delle radiazioni ionizzanti

Le radiazioni ionizzanti interagiscono con la materia cedendo energia agli atomi e alle molecole del mezzo che subiscono processi di ionizzazione ed eccitazione. Quando tutta l'energia cinetica di una particella  $\alpha$ ,  $\beta$ , di un fotone  $X$  o  $\gamma$  è stata ceduta alla materia, la radiazione è stata assorbita. Ma quanto spessore di materia possono attraversare le radiazioni prima di essere assorbite? Dipende dal tipo e dall'energia della radiazione.

### *Le particelle $\alpha$*

Una particella  $\alpha$  è formata da due protoni e due neutroni strettamente legati mediante forze nucleari. Ha quindi ha numero di massa 4 e numero atomico 2. La carica totale della particella è doppiamente positiva mentre la massa è circa 8000 masse elettroniche. Sono emesse da nuclei pesanti come il radio e l'uranio. Il decadimento alfa, illustrato nella Figura 4, trasforma un nucleo con numero di massa  $A$  e numero atomico  $Z$ , in un nucleo con  $A-4$  e  $Z-2$ .

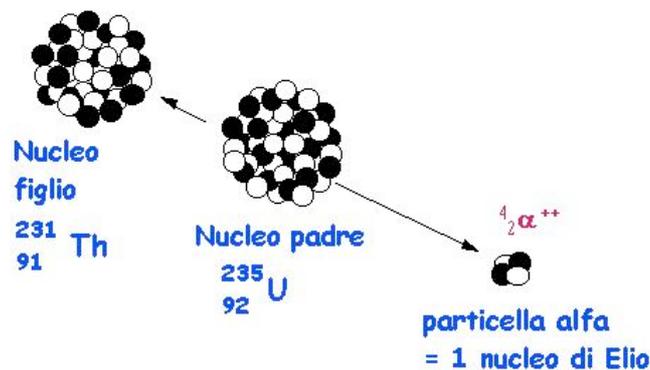


Figura 4: Il decadimento  $\alpha$ .

Le particelle  $\alpha$  interagiscono direttamente con i campi elettrici atomici del mezzo che attraversano, sono cioè direttamente ionizzanti. Grazie alla notevole carica elettrica, le  $\alpha$  ionizzano densamente il mezzo (cioè producono un numero elevato di coppie elettrone/ione per unità di percorso). L'elevata inerzia, dovuta alla grande massa (circa 8000 masse elettroniche) fa sì che il loro percorso sia rettilineo. Il percorso massimo di una particella alfa è di qualche cm in aria o di qualche mm in tessuto. Per avere un'idea, un foglio di carta può bastare per fermare tutte le particelle alfa emesse da un radioisotopo naturale. Le sorgenti  $\alpha$  esterne al corpo non possono penetrare lo strato corneo della pelle, ma sorgenti interne al corpo producono un notevole danno biologico. Infatti gli isotopi più radiotossici sono proprio gli alfa emettitori.

Come esempio "quotidiano" di irraggiamento interno all'organismo umano, ricordiamoci che i tessuti del nostro tratto respiratorio sono continuamente bombardati dalle radiazioni  $\alpha$ ,  $\beta$  e  $\gamma$  emesse dal gas radon presente nell'aria ( $^{222}\text{Rn}$ ) e dai suoi prodotti di decadimento ( $^{218}\text{Po}$ ,  $^{214}\text{Pb}$ ,  $^{214}\text{Bi}$ ) associati al pulviscolo atmosferico.

### *Le particelle $\beta$*

Esistono sia particelle  $\beta^-$  che  $\beta^+$ . Le particelle  $\beta^-$  sono degli elettroni che vengono espulsi dai nuclei di radioisotopi sia naturali sia artificiali.

Il decadimento beta è un'interazione più complessa del decadimento alfa. In Figura 5 si può vedere che il nucleo padre emette, oltre all'elettrone  $\beta^-$ , una particella chiamata *antineutrino*. L'energia di decadimento viene quindi ripartita, secondo una data legge di distribuzione, tra le due particelle uscenti. Da questa ripartizione deriva il fatto che i  $\beta$  emessi da una certa sorgente hanno energie diverse, a partire da zero (caso in cui tutta l'energia va al neutrino) ad un valore massimo (caso in cui tutta l'energia va all'elettrone). L'energia massima è una costante per un dato  $\beta$  emettitore.

Alcuni emettitori  $\beta$  sono il trizio ( $^3\text{H}_1$ ), il fosforo 32 ( $^{32}\text{P}_{15}$ ), lo zolfo 35 ( $^{35}\text{P}_{16}$ ), il carbonio 14 ( $^{14}\text{C}_6$ ), lo stronzio 90 ( $^{90}\text{Sr}_{38}$ ) e gran parte dei frammenti di fissione.

Quando invece di un elettrone negativo il nucleo emette un elettrone positivo, cioè un positrone, si parla di decadimento  $\beta^+$ . La terza particella prende il nome di *neutrino*.

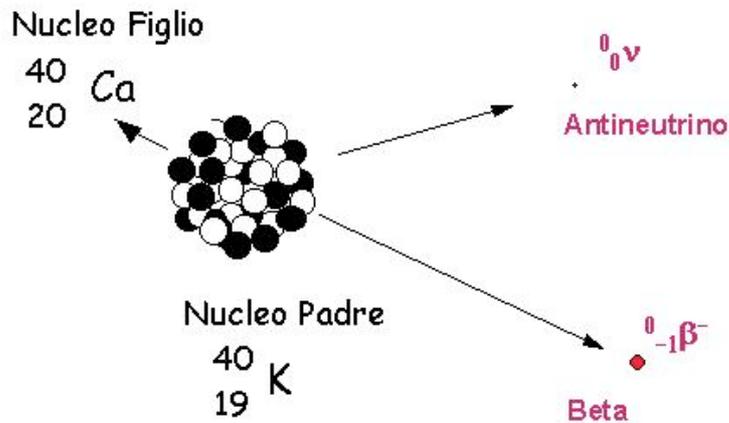


Figura 5: Il decadimento  $\beta$ .

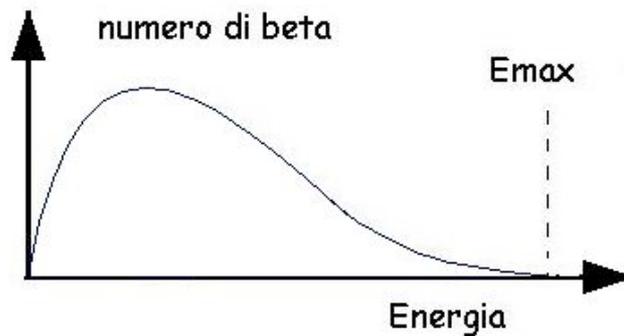


Figura 6: Lo spettro  $\beta$ .

Il percorso dei beta in un mezzo è estremamente frastagliato (a *zig-zag*) a causa delle innumerevoli diffusioni (“*rimbalzi*”) contro gli elettroni orbitali degli atomi del mezzo. Il loro percorso massimo è, a pari energia, molto più grande di quello delle particelle  $\alpha$ .

I beta da sorgenti esterne al corpo possono oltrepassare lo strato corneo della pelle, quindi danneggiarne lo strato sensibile sottostante, quando la loro energia è superiore a 70 keV. Il percorso massimo delle particelle  $\beta$  aumenta all’aumentare della loro energia e al diminuire della densità del materiale attraversato. Vediamo, in Tabella 2, i valori di energia e massimo percorso in aria ed in tessuto biologico dei raggi  $\beta$  prodotti da alcuni emettitori di impiego comune.

Nuclide	Energia massima dei $\beta$	Massimo percorso in aria (mm)	Massimo percorso in tessuto (mm)
$^3\text{H}$	18,6 keV	6	0,006
$^{14}\text{C}$	158 keV	200	0,5
$^{32}\text{P}$	1710 keV	4500	8

Tabella 2: Energia e percorso massimo delle particelle  $\beta$  per alcuni emettitori.

Diciamo che per assorbire i raggi  $\beta$  da sorgenti di uso comune possono occorrere spessori dell'ordine di qualche centimetro in plastica, oppure qualche metro in aria, oppure pochi millimetri in metallo.

### *I raggi $\gamma$ o X*

A differenza dei raggi  $\alpha$  e  $\beta$ , la radiazione fotonica non ionizza direttamente la materia. I raggi  $\gamma$  o X, interagendo con gli atomi del mezzo, mettono in moto degli elettroni secondari che sono i responsabili della ionizzazione del mezzo. Le modalità di interazione dei fotoni sono tre: effetto fotoelettrico, effetto Compton e produzione di coppie  $e^+e^-$ . La loro importanza relativa varia al variare dell'energia dei fotoni e del numero atomico del mezzo. Proprio perché non sono direttamente ionizzanti, i raggi  $\gamma$  o X sono molto più penetranti delle particelle  $\alpha$  e  $\beta$ . La legge che determina l'assorbimento dei fotoni in un mezzo, analogamente alla legge del decadimento radioattivo, è di tipo statistico. Si basa sull'assunzione che, per un fotone, la probabilità di assorbimento per unità di percorso dipende solo dall'energia del fotone e dal numero atomico del mezzo. La legge che descrive il comportamento macroscopico di un fascio di fotoni è quindi esponenziale:

$$\phi(x) = \phi_o e^{-\mu x}$$

Dove la grandezza  $\phi$  rappresenta la *fluenza* di fotoni, ovvero il numero di fotoni per unità di superficie.

$\phi_o$  = fluenza di fotoni iniziale, ovvero prima di attraversare l'assorbitore;

$\phi(x)$  = fluenza di fotoni dopo lo spessore  $x$ ;

$\mu$  = coefficiente di attenuazione;

In analogia al decadimento radioattivo, la legge di assorbimento dei fotoni dice che spessori uguali riducono il flusso sempre della stessa percentuale.

Lo spessore che riduce il flusso di fotoni al 50% (vedi Fig. 7) è una costante caratteristica di un dato radionuclide, ed è chiamato *spessore emivalente*, SEV (o spessore di dimezzamento).

## SPESSORE di DIMEZZAMENTO

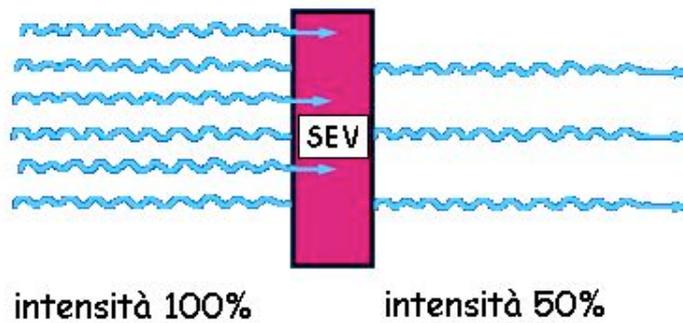


Figura 7: Spessore emivalente o di dimezzamento.

La radiazione fotonica è fortemente penetrante: viene schermata con opportuni spessori di materiali scelti a seconda dell'energia. In linea di principio ogni materiale, scelto con lo spessore opportuno, è idoneo a schermare i fotoni. In pratica sono ragioni quali l'ingombro e il costo dello schermo a determinare il tipo di materiale. Normalmente si preferisce il Piombo per le basse energie (tubi a raggi X per la diagnostica) ed il cemento per le alte energie (acceleratori).

La capacità di penetrazione di un fascio di fotoni può essere espressa tramite il valore del SEV oppure dello spessore decivalente (SDV), analogamente definito come lo spessore che riduce il flusso di fotoni al 10%. La relazione tra SEV e SDV è

$$SDV = 3,32 SEV$$

Esempio: per ridurre un fascio di fotoni al 1% servono 2 SDV, in quanto il 10% del 10% è l'1%.

I valori di SDV per fasci di fotoni di diversa origine sono espressi in Tabella 3.

Sorgente	Energia (keV) o kilovoltaggio (kV)	SDV (cm di Pb)	SDV (cm di cemento)
Tubo Rx	75	0,05	1,3
Tubo Rx	100	0,08	5,5
Tubo Rx	250	0,29	9,0
<sup>198</sup> Au	411	3,6	13,5
<sup>137</sup> Cs	662	2,2	16,3
Tubo Rx	1000	2,52	15,0
<sup>60</sup> Co	1250	4,0	20,3
Linac	10000	6,0	38

Tabella 3: Spessori decivalenti.

## 1.7 Le grandezze usate per la misura delle radiazioni

### *Attività*

L' **Attività (A)** di una sorgente è il numero di disintegrazioni nell'unità di tempo. L'unità di misura dell'attività nel Sistema Internazionale è il Becquerel (Bq), definito come:

$$1 \text{ Bq} = 1 \text{ disintegrazione in un secondo, ovvero } 1 \text{ s}^{-1}$$

Normalmente si utilizzano il Bq ed i suoi multipli: kBq, MBq, GBq. L'unità di misura tradizionale (obsoleta) è il Curie (Ci), pari a 3,7 GBq.

### *Dose assorbita*

La **Dose assorbita** in un mezzo (**D**) è l'energia assorbita (in Joule) in una porzione di materia divisa per la massa della materia considerata (in kg); l'unità di misura è il Gray (Gy).

$$1 \text{ Gy} = 1 \text{ J} \cdot \text{kg}^{-1}$$

Siccome il danno biologico delle radiazioni ionizzanti è dovuto all'assorbimento della loro energia negli organi e tessuti del corpo umano, la Dose assorbita è, fino a questo punto, la grandezza più idonea per cercare di stabilire l'entità di questo danno. Nel paragrafo seguente definiremo delle grandezze ancora più appropriate per questo scopo.

L'intensità di dose, misurata in  $\text{Gy} \cdot \text{s}^{-1}$ , indica la rapidità di assorbimento di dose in un materiale. Ad esempio, si può dire che una certa sorgente di raggi X produce un'intensità di dose in aria di 1 mGy/h alla distanza di un metro.

Come varia l'intensità di dose al variare della distanza da una sorgente di fotoni? Se supponiamo che la sorgente sia puntiforme (di dimensioni trascurabili rispetto alla distanza di misura) e che l'aria non attenui il fascio (l'ultima ipotesi è praticamente vera per tutte le sorgenti di fotoni di uso comune), vale la *legge dell'inverso del quadrato della distanza*. L'intensità di dose decresce con la distanza in modo inversamente proporzionale al quadrato della distanza stessa.

Pertanto, se la distanza raddoppia l'intensità di dose diventa un quarto della iniziale; se la distanza triplica l'intensità di dose diventa un nono. Se l'intensità di dose ad 1 metro dalla sorgente vale  $I_D$ , l'intensità di dose ad  $x$  metri sarà data da  $I_D/x^2$  (vedi Tab. 4).

1 metro	1000 $\mu\text{Sv h}^{-1}$
2 metri	250 $\mu\text{Sv h}^{-1}$
3 metri	111 $\mu\text{Sv h}^{-1}$
5 metri	40 $\mu\text{Sv h}^{-1}$
10 metri	10 $\mu\text{Sv h}^{-1}$

Tabella 4: diminuzione dell'intensità di dose con la distanza.

## 1.8 Le grandezze usate in radioprotezione

### *Dose equivalente*

Le grandezze di radioprotezione sono state definite per mettere in relazione la “quantità di radiazione” ricevuta da un individuo ed il “danno biologico” che ne consegue.

Per tenere conto che radiazioni di diverso tipo producono un danno diverso, in quanto rilasciano energia in modo diverso, è stata definita dalla ICRP <sup>(2)</sup> la grandezza **Dose equivalente** ad un organo o tessuto,  $H_T$  (unità di misura *Sievert*, Sv).

$H_T$  è data dal prodotto della dose assorbita in un tessuto per un fattore di peso,  $w_R$ , che dipende dal tipo di radiazione. I fattori di peso sono stati determinati con riferimento ai fotoni, per quali  $w_R$  è uguale a 1 per definizione.

$$H_T = D_T w_R$$

Il fattore  $w_R$  esprime l'efficacia biologica dei diversi tipi di radiazione rispetto ai fotoni. Ad esempio, le particelle alfa ( $w_R = 20$ ) rispetto ai fotoni, a pari dose assorbita, producono un danno biologico 20 volte superiore.

R A D I A Z I O N E	W R
Fotoni, elettroni	1
ALFA	20
PROTONI	5
NEUTRONI < 10 keV	5
NEUTRONI 10 - 100 keV	10
NEUTRONI 0.1 - 2 MeV	20
NEUTRONI 2 - 20 MeV	10
NEUTRONI > 20 MeV	5

Tabella 5 : Fattori di peso per la radiazione  $w_R$ .

### *Dose efficace*

Con il fattore  $w_R$  possiamo tener conto, su uno stesso organo, della diversa efficacia biologica delle radiazioni. In realtà, quando vengono irraggiati più organi o tutto il corpo, occorre tener conto del fatto che i diversi organi e tessuti del corpo umano, hanno diversa “risposta” alle radiazioni.

La ICRP <sup>(2)</sup> ha pertanto introdotto altri fattori di peso,  $w_T$ , per determinati organi o tessuti (vedi Tabella 6).

Cosa significa, ad esempio, che il fattore di peso per i polmoni vale 0,12?

Significa che se una persona viene irraggiata uniformemente, si assume che il 12% degli effetti stocastici (principalmente tumori, come vedremo in seguito) in tutto il corpo sia causato dall'irraggiamento dei polmoni ( $w_T = 0,12$ ).

La ICRP ha quindi definito una grandezza, la Dose efficace,  $E$ , (unità di misura *Sievert*,  $Sv$ ), idonea per quantificare il danno biologico all'individuo intero tenendo conto sia della efficacia biologica delle radiazioni, sia della diversa suscettibilità dei tessuti. La dose efficace è data dalla somma, per tutti i tessuti, della dose equivalente al tessuto  $H_T$  moltiplicata per il fattore di peso per il tessuto  $w_T$ .

TESSUTO	WT
GONADI	0,2
MIDOLLO ROSSO	0,12
COLON	0,12
POLMONE	0,12
STOMACO	0,12
VESCICA	0,05
MAMMELLA	0,05
FEGATO	0,05
ESOFAGO	0,05
TIROIDE	0,05
CUTE	0,01
SUP. OSSEE	0,01
ALTRI TESSUTI	0,05

Tabella 6 : Fattori peso per diversi organi o tessuti.

Facendo riferimento alla Tabella 6,  $E$  si calcola come:

$$E = w_{gonadi} H_{gonadi} + w_{midollo} H_{midollo} + w_{colon} H_{colon} + \dots \dots \dots \text{per tutti gli altri organi}$$

## 2 Elementi di radioprotezione

Dopo la scoperta della radioattività, ben presto ci si accorse che l'interazione delle radiazioni con il tessuto vivente causava degli effetti dannosi. Seguendo la storia, a partire dalla scoperta dei raggi X nel 1895 e della radioattività naturale nel 1896, nel 1897 si constatò che l'esposizione acuta a radiazioni poteva anche uccidere un essere umano. Nel 1902 venne riconosciuto per la prima volta un cancro radio-indotto. Nel frattempo le radiazioni erano già state utilizzate per curare i tumori: il primo trattamento di radioterapia oncologica risale infatti al 1899! Dopo circa 30 anni, nel 1928, nacque il primo organo internazionale avente lo scopo di elaborare e divulgare indicazioni e raccomandazioni finalizzate alla protezione dell'uomo contro le radiazioni ionizzanti (radioprotezione): l'ICRP (*International Commission for Radiological Protection*).

### 2.1 Gli effetti biologici delle radiazioni ionizzanti

Per capire l'origine del danno biologico delle radiazioni, occorre ritornare a quelle interazioni attraverso cui le radiazioni rilasciano energia al tessuto, ed in particolare a quello biologico. Questa energia può eccitare e ionizzare gli atomi e le molecole del tessuto, mettendo in moto una serie di specie chimiche estremamente reattive ed aggressive: i radicali liberi. Siccome il tessuto biologico è composto in gran parte di acqua, i radicali liberi prodotti dalle radiazioni sono i seguenti:



Queste specie chimiche, all'interno della cellula, possono aggredire le bio-molecole responsabili della funzionalità cellulare, come il DNA.

Le conseguenze possono essere diverse: la cellula può morire, può riparare la bio-molecola danneggiata neutralizzando il danno, oppure può continuare a vivere e a riprodursi con un'alterazione, che può essere determinante per la sorte dell'individuo. Nell'ultimo caso è possibile che la cellula cominci a riprodursi ad una velocità superiore ai valori normali, fino a dar luogo ad un tumore. Oppure, se la cellula modificata è coinvolta nel processo riproduttivo dell'individuo, l'alterazione può ripercuotersi sulle generazioni successive.

Si parla di danni *somatici* quando riguardano solo l'individuo irraggiato, *genetici* quando interessano anche le generazioni future.

Un altro tipo di classificazione è quella tra danni *deterministici* e danni *stocastici*.

### 2.2 Gli effetti deterministici

Quando la dose ricevuta da un individuo è talmente alta che le cellule non sono più in grado di riparare i danni prodotti, si verifica la morte di una frazione importante delle cellule di un determinato organo o tessuto. Si parla di *effetti deterministici* perché si può individuare un nesso causale tra la dose assorbita (molto alta, dell'ordine di almeno qualche Gy) e l'effetto. In altre parole, tutti gli individui irraggiati a quella dose manifesteranno l'effetto. Si tratta di

effetti a **soglia**, ovvero un valore di dose al di sotto del quale l'incidenza dell'effetto è nulla. Al di sopra della soglia la gravità dell'effetto aumenta con la dose. La dose letale media per l'uomo è dell'ordine di 4 - 5 Gy al corpo intero.

In Figura 8 sono riportati i principali sintomi della *sindrome acuta da radiazioni*, a seconda del tempo dall'irradiazione (supposta del corpo intero).

Tempo dall'irradiazione	Sindrome cerebrale	Sindrome gastrointestinale	Sindrome ematologica
	> 50 Gy	5-20 Gy	2-5 Gy
Primo giorno	Nausea Vomito Diarrea Cefalea Eritema	Nausea Vomito Diarrea	Nausea Vomito Diarrea
Seconda settimana	Disorientazione Agitazione Atassia Sonnolenza Coma Convulsioni Shock Morte	Vomito Diarrea Cachessia Prostrazione Morte	
Terza e quarta settimana			Malessere Astenia Anoressia Vomito Febbre Nausea Emorragia Depilazione Recupero

Figura 8: Principali sintomi della *sindrome acuta da radiazioni*, a seconda del tempo dopo l'irradiazione.

### 2.3 Gli effetti stocastici ed il rischio radiologico

Il danno è molto diverso quando le cellule irraggiate sopravvivono, anche se modificate, conservando la capacità di riprodursi. Le cellule generate successivamente, dopo un periodo più o meno lungo di latenza, possono degenerare provocando l'insorgenza di tumori, con probabilità crescente in proporzione alla dose stessa, senza un valore di soglia. Questo tipo di effetto è detto *stocastico*: la probabilità di comparsa di tale effetto è cioè correlabile con la dose ricevuta soltanto sulla base di considerazioni statistiche.

Per effetti stocastici si intende una combinazione, ottenuta su base epidemiologica, di *tumori letali*, *tumori non letali ed effetti ereditari gravi*. Sempre sulla base di studi epidemiologici, principalmente condotti su gruppi di esposti nelle esplosioni di Hiroshima e Nagasaki, è stata derivata la relazione statistica tra la grandezza dose efficace (E) e la probabilità di insorgenza di tali effetti.

Una caratterizzazione completa degli effetti stocastici richiederebbe una lunga trattazione; ora cercheremo soltanto di commentarne gli aspetti principali:

#### *Assenza di un valore di soglia*

Gli studi epidemiologici non mettono in evidenza l'esistenza di una dose di soglia, ovvero un ipotetico valore di dose efficace al di sotto del quale si possa escludere l'insorgenza di effetti stocastici. *Pertanto si assume che qualsiasi esposizione a radiazioni ionizzanti aumenti la probabilità di insorgenza di questi effetti.*

#### *Entità del rischio radiologico*

La ICRP indica una relazione di tipo lineare tra la dose efficace  $E$  ed il rischio di insorgenza di effetti stocastici, derivata dagli studi epidemiologici a cui abbiamo già accennato. In realtà tale relazione è volutamente conservativa, ovvero tale da non sottostimare mai il rischio.

Secondo tale relazione l'incremento di probabilità di effetti stocastici (detto anche rischio) associato ad un valore di dose efficace di 1 mSv è di 0,0056% per i lavoratori e 0,0073% per gli individui della popolazione (per la popolazione il fattore di rischio è stato aumentato per tener conto della maggiore vulnerabilità di tali individui). Essendo la relazione di tipo lineare, se la dose duplica anche la probabilità duplica, e così via.

Ad esempio, 20 mSv è il limite di dose annuale previsto dalla legge per un lavoratore classificato "esposto". Se vogliamo calcolare l'incremento di rischio per un lavoratore esposto a 20 mSv, avremo  $0,056\% * 20 = 0,1\%$ .

Per renderci conto di quanto è grande questo rischio, lo potremmo confrontare con il rischio professionale annuo medio dei lavoratori del settore tessile, che è proprio 0,1%, oppure con quello dei lavoratori edili, pari a 0,8% (8 volte tanto).

## 2.4 I principi della radioprotezione

Dall'adozione dell'ipotesi lineare senza soglia, deriva che non è materialmente possibile svolgere delle pratiche con radiazioni ionizzanti a "rischio zero". D'altra parte l'uso delle radiazioni è utile e necessario in tanti campi, pensiamo ad esempio alla radio-terapia oncologica.

E' quindi necessario dotarsi di un sistema di radioprotezione che protegga adeguatamente i lavoratori e gli individui della popolazione. Questo significa limitare il rischio radiologico ad un valore accettabile, ovvero il più basso possibile e comunque non superiore al rischio associato ad altre attività ritenute universalmente "sicure".

Ciò viene garantito dal sistema di radioprotezione indicato dalla ICRP (2) e recepito dalla nostra legge (D.Lgs. 230/95 e s.m.i.), basato sui di tre principi fondamentali:

### *Principio di Giustificazione*

Un'attività con rischio da radiazioni ionizzanti è giustificata solo se necessaria e non sostituibile con altre meno rischiose.

### *Principio di Ottimizzazione*

Le dosi derivanti dalle attività con rischio da radiazioni ionizzanti, per i lavoratori e gli individui della popolazione, devono essere tanto più basse quanto ragionevolmente ottenibile, tenuto conto dei fattori economici e sociali.

### *Limitazione delle dosi individuali*

L'ICRP ha stabilito che, nell'arco di un anno, la dose ricevuta da un lavoratore o da un individuo della popolazione non deve eccedere i valori riportati in Tabella 7. Lo stato italiano ha recepito questi limiti.

I limiti sono espressi in termini di Dose equivalente a particolari organi o tessuti,  $H_T$ , (pelle, cristallino ed estremità) e di Dose efficace,  $E$ .

	<b>lavoratori</b>	<b>popolazione</b>
<b>E</b>	20 mSv	1 mSv
<b>H cristallino</b>	150 mSv	15 mSv
<b>H pelle</b>	500 mSv	50 mSv
<b>estremità</b>	500 mSv	

Tabella 7 : Limiti annuali per  $E$  ed  $H_T$ .

### 3 Fonti di esposizione

#### 3.1 La situazione mondiale

L'uomo è da sempre immerso in un campo di radiazioni ionizzanti; ciò è semplicemente dovuto al fatto che viviamo sulla Terra..... Infatti le principali fonti di esposizione dell'uomo alle radiazioni ionizzanti non sono dovute all'attività dell'uomo, ma sono "naturali". Cerchiamo di fare chiarezza sul concetto di "sorgenti naturali" di radiazioni a cui l'uomo è esposto. In questo compito ci saranno d'aiuto le pubblicazioni dell'UNSCEAR <sup>(3)</sup> (United Nations Scientific Committee on the Effects of Atomic Radiation), da cui prenderemo alcuni dati numerici per le nostre valutazioni.

Le fonti naturali di radiazioni ionizzanti sono i raggi cosmici provenienti dal Sole e dallo spazio esterno, i radionuclidi presenti nella crosta terrestre, nei materiali da costruzione, nell'aria, acqua cibo e nell'organismo umano stesso.

Alcune di queste fonti sono circa costanti per tutti gli individui del pianeta, come ad es. la dose da ingestione dovuta ad <sup>40</sup>K nei cibi. Altre fonti variano, anche di un ordine di grandezza, a seconda dei luoghi. Ad esempio, la quantità di raggi cosmici aumenta all'aumentare della quota sul livello del mare e della latitudine. Parlando invece dei radioisotopi presenti nella crosta terrestre, è noto che la dose ambientale è molto più alta in corrispondenza di suoli granitici rispetto ai suoli composti da rocce sedimentarie.

L'esposizione dell'uomo può avvenire per irraggiamento esterno o interno. Nel primo caso rientra l'esposizione ai raggi cosmici, o ai raggi gamma provenienti dai radionuclidi presenti nella crosta terrestre e nei materiali da costruzione. L'irraggiamento interno dell'uomo avviene per inalazione nel caso del Radon e dei suoi prodotti di decadimento, oppure per ingestione nel caso dei radionuclidi presenti nelle matrici alimentari.

La somma di queste fonti di radiazioni naturali è tale che in un anno, la dose efficace media per un abitante del pianeta Terra sia di circa 2,4 mSv.

In Tabella 8 sono quantificate le fonti naturali di esposizione dell'uomo, suddivise in irraggiamento esterno ed interno al corpo. La quantità radioprotezionistica utilizzata è la dose efficace in un anno espressa in mSv. Sono inoltre riportati gli intervalli di variazione tipici per le diverse fonti.

Fino ad ora abbiamo considerato solamente le fonti naturali di radiazione, trascurando quelle dovute all'attività dell'uomo. Tra queste ultime ricordiamo l'esposizione dovuta alla radiodiagnostica in ambiente medico, quella dovuta alle conseguenze dei test nucleari in atmosfera, all'incidente di Chernobyl e alla produzione di energia elettro-nucleare. Come per l'esposizione naturale, anche per le fonti artificiali riportiamo i valori medi di dose efficace (vedi Tabella 9).

E' evidente che, in termini di valori medi, il contributo maggiore all'esposizione dell'uomo è dovuto al fondo naturale. In Figura 9 le varie fonti naturali ed artificiali sono messe a confronto.

	Sorgente naturale	Dose annua media	Intervallo di variazione tipico
Sorgenti esterne	Raggi cosmici	0,4	0,3 – 1,0
Al corpo	Raggi $\gamma$ da sorgenti terrestri	0,5	0,3 - 0,6
Sorgenti interne	Inalazione (radon)	1,2	0,2 - 10
al corpo	Ingestione	0,3	0,2 – 0,8
Totale		<b>2,4</b>	1 - 10

Tabella 8: contributi di origine naturale alla dose efficace media individuale annua media (in mSv) per la popolazione mondiale.

Sorgente	Dose annua media	Intervallo di variazione tipico
Esami medici	0,4	0,04 – 1,0
Test nucleari in atmosfera	0,005	Nel 1963 era 0,15 mSv
Incidente di Chernobyl	0,002	Nel 1986 era 0,04 nell'emisfero nord
Produzione di energia nucleare	0,0002	
Totale artificiale	<b>0,4</b>	
<i>Fondo naturale</i>	<i>2,4</i>	<i>1 - 10</i>

Tabella 9: contributi di origine artificiale alla dose efficace media individuale annua media (in mSv) per la popolazione mondiale.

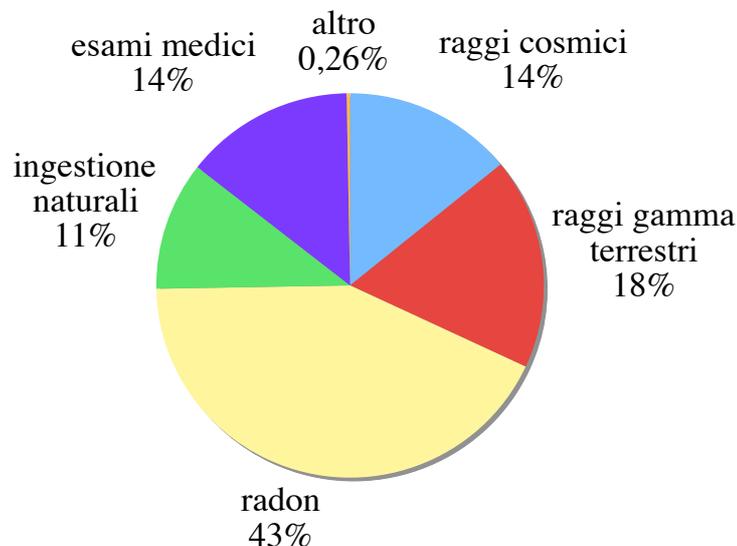


Figura 9: Importanza relativa delle varie fonti di esposizione. La voce “altro” si riferisce alla somma delle esposizioni dovute alla produzione di energia nucleare, ai test nucleari in atmosfera e all’incidente di Chernobyl.

### 3.2 La situazione italiana

Nel paragrafo precedente ci siamo resi conto dell’importanza delle varie fonti di esposizione sull’uomo e, a livello di medie annue mondiali, quali sono le dosi in gioco. Abbiamo anche verificato che certi tipi di esposizione possono variare anche di un fattore 10 da un luogo ad un altro, ad esempio è il caso del radon. Ora è importante avere un’idea della situazione locale in Italia. Per questo utilizzeremo dei dati elaborati dall’APAT (Agenzia per la protezione dell’ambiente e per i servizi tecnici) <sup>(4)</sup>.

In Tabella 10 sono stimati i contributi naturali alla dose efficace annua media individuale per la popolazione italiana. Un rapido confronto mostra che la popolazione italiana riceve in media 0,9 mSv in più di quella mondiale. Ciò è dovuto ad un importante aumento nel contributo del Radon, che da 1,2 mSv/anno (media mondiale) diventa 2,0 mSv/anno in Italia. L’Italia infatti, a causa della sua configurazione geologica, presenta aree ad elevata concentrazione di gas radon ed elevati valori di esposizione gamma esterna. Per quanto riguarda le fonti artificiali, l’unica differenza rilevante tra la media italiana e quella mondiale è il contributo delle esposizioni mediche, dell’ordine di 1 mSv per l’Italia come per altri paesi sviluppati.

	Sorgente naturale	Dose annua media
Sorgenti esterne al corpo	Raggi cosmici	0,4
	Raggi $\gamma$ da sorgenti terrestri	0,6
Sorgenti interne al corpo	Inalazione (radon e toron)	2,0
	Inalazione (altri)	0,006
	Ingestione	0,3
Totale naturale		<b>3,3</b>

Tabella 10: contributi naturali alla dose efficace media individuale in un anno per la popolazione italiana (valori in mSv).

Regione	Raggi $\gamma$ cosmici	Raggi $\gamma$ dalla crosta terrestre	
		outdoor	indoor
Piemonte	40	57	95
Valle d'Aosta	46	10	-
Lombardia	35	57	82
Trentino Alto Adige	49	49	88
Veneto	38	53	46
Friuli Venezia Giulia	40	51	69
Liguria	39	49	116
Emilia Romagna	38	54	50
Toscana	40	53	44
Umbria	45	59	128
Marche	39	58	58
Lazio	39	136	-
Abruzzo	42	51	63
Molise	35	43	64
Campania	37	162	298
Puglia	38	61	46
Basilicata	41	89	-
Calabria	40	65	-
Sicilia	39	68	-
Sardegna	37	31	98
media pesata sulla popolazione	<b>38</b>	<b>74</b>	<b>104</b>

Tabella 11: Dose gamma assorbita in aria dovuta ai raggi cosmici e ai raggi  $\gamma$  dalla crosta terrestre (all'interno e all'esterno degli edifici). I valori sono espressi in nGy/h.

Una grandezza molto importante, perché contribuisce per circa il 30% dell'esposizione naturale in Italia, è l'esposizione gamma esterna, dovuta ai raggi cosmici ed ai radionuclidi presenti nella crosta terrestre. Il profilo di questa grandezza, espressa come *intensità di dose assorbita in aria* (unità di misura nGy/h), nelle varie regioni italiane, è riportato in Tabella 11. La componente "terrestre" viene riportata come media negli ambienti esterni (*outdoor*) o all'interno degli edifici (*indoor*). In quest'ultimo caso la dose è sempre maggiore, perché al contributo del suolo si aggiunge quello dei materiali da costruzione, che in alcune regioni presentano una concentrazione piuttosto elevata di Uranio e dei suoi prodotti di decadimento (il *tufo*, ad esempio, che è molto diffuso in Lazio e Campania, è tra questi). In Tabella 12 sono evidenziati i valori massimi e minimi dell'intensità di dose gamma *outdoor* per il sud, il centro ed il nord della penisola.

Intensità di dose $\gamma$	Sud	Centro	Nord
media (nGy/h)	112	106	105
minimo (nGy/h)	66	58	71
massimo (nGy/h)	179	322	143

Tabella 12: valori medi, minimi e massimi della dose gamma *outdoor* (cosmica+terrestre).

## 4 Il contatore Geiger

Giunti a questo punto, dovremmo avere un'idea abbastanza chiara sulla natura delle radiazioni, la loro pericolosità, l'esistenza di fonti naturali, artificiali e la loro variabilità.

Abbiamo anche un'idea dell'ordine di grandezza delle grandezze in gioco. Ad esempio, se ci troviamo in Veneto, sappiamo dal Capitolo 3 che l'intensità di dose gamma in aria sarà mediamente  $38 + 53$  nGy/h, cioè circa 90 nGy/h. Sappiamo inoltre che ben difficilmente incontreremo, nel nord Italia, zone con valori inferiori a 70 nGy/h o superiori a 140 nGy/h.

L'intensità di dose gamma in aria, intesa come somma di cosmica e terrestre, è appunto la quantità più semplice da misurare. E' infatti sufficiente un semplice strumento come un contatore Geiger, tarato ed utilizzato nella maniera opportuna.

Lo scopo di questo capitolo è quello di illustrare l'uso del contatore Geiger GM-10 al fine di realizzare una "mappatura" del territorio in termini della grandezza *dose gamma in aria*.

### 4.1 Cos'è un contatore Geiger?

Come altri rivelatori di radiazioni, il contatore Geiger-Muller è in grado di trasformare l'energia rilasciata, dalla radiazione alla materia del rivelatore, in un segnale elettrico che viene registrato. Introdotti nel 1928, i contatori G-M sono stati e sono tuttora utilizzati in svariate applicazioni, non ultima la radioprotezione, grazie ad una combinazione di caratteristiche:

#### *Sensibilità a diversi tipi di radiazione*

Un contatore G-M è in grado di rivelare sia radiazioni debolmente penetranti, come i raggi  $\alpha$  e  $\beta$ , sia fortemente penetranti come i raggi  $\gamma$ . E' però necessario che tali radiazioni oltrepassino le pareti del contatore e ne penetrino il volume sensibile. Ne consegue che, per rivelare radiazioni  $\alpha$  e  $\beta$ , occorre uno strumento a pareti estremamente sottili. Molto spesso, a questo scopo, il contatore è dotato di una finestra da pochi  $\text{mg}\cdot\text{cm}^{-2}$ .

#### *Elettronica estremamente semplice*

Il G-M fornisce impulsi in tensione facilmente registrabili da semplici circuiti elettronici.

#### *Basso costo, idoneità per operazioni di rapida discriminazione*

Il G-M è un sistema molto pratico ed economico che permette di rilevare rapidamente il campo fotonico in un determinato ambiente.

## 4.2 Come funziona un contatore G-M

Il G-M è sostanzialmente un'ampolla che contiene due elettrodi, uno esterno con forma cilindrica, l'altro interno a filo (Fig. 10). La geometria cilindrica permette di ottenere campi elettrici molto elevati (dell'ordine di 20 kV/cm) applicando modeste differenze di potenziale agli elettrodi (dell'ordine di 100 V). Il valore di campo elettrico in funzione del raggio,  $E(r)$ , è infatti dato dalla relazione,

$$E(r) = \frac{V}{r \cdot \ln \frac{r_{esterno}}{r_{interno}}}$$

dove  $V$  è la differenza di potenziale applicata agli elettrodi,  $r_{esterno}$  ed  $r_{interno}$  indicano il raggio degli elettrodi.

In figura 10 è riportato il circuito che permette di estrarre gli impulsi elettrici dal contatore.  $C_p$  rappresenta la sua capacità interna.

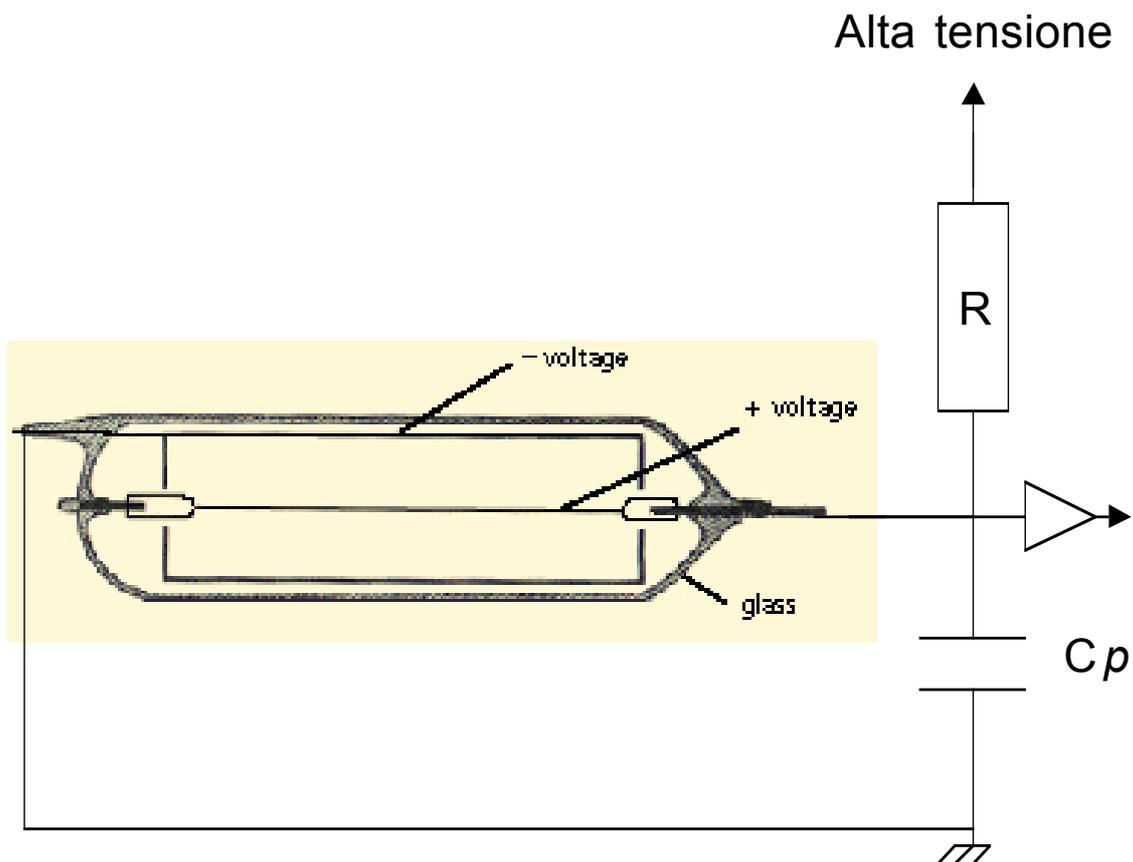


Figura 10: circuito equivalente (qualitativo) di un contatore G-M.

La radiazione che entra nel volume definito dai due elettrodi (volume sensibile), deposita energia nel gas di riempimento (spesso Argon o Argon+Neon), producendo coppie di ioni positivi e negativi che, accelerati dal campo elettrico, migrano verso gli elettrodi di segno opposto dando luogo ad un impulso elettrico. Il numero di coppie di ioni prodotti da una

particella di energia cinetica  $E_k$ , è dato dal rapporto  $E_k / W$ , dove  $W$  rappresenta l'energia media richiesta per produrre una coppia. Il parametro  $W$  per i gas nobili varia da 25 a 40 eV/coppia, con una debole dipendenza dal tipo ed energia delle particelle.

Gli ioni accelerati verso gli elettrodi acquistano un'energia tale da essere in grado a loro volta di eccitare e ionizzare il gas, dando luogo ad un fenomeno di moltiplicazione. Tale fenomeno è aumentato ad opera dei fotoni di diseccitazione del gas, anch'essi in grado di ionizzare ed eccitare. Agli elettrodi giunge pertanto un numero di ioni pari a  $E_k / W * M$ , dove  $M$  è il fattore di moltiplicazione (dell'ordine di  $10^3$ ). Per evitare che il dispositivo sia danneggiato da eventi di scarica continua, il gas di riempimento è arricchito con specie chimiche elettronegative, con lo scopo di estinguere eventuali scariche elettriche.

L'ampiezza del segnale elettrico è tanto grande da non conservare più la proporzionalità con il numero iniziale di coppie, perciò si dice che il segnale elettrico del Geiger è indipendente dalla ionizzazione primaria, quindi dall'energia delle particelle. Per questo non può essere usato per applicazioni di spettrometria.

**Il G-M può solo essere usato per “contare” le particelle** (un impulso = un conteggio = una particella rivelata), con una certa “efficienza di conteggio”, **definita come il rapporto tra il numero di conteggi in un certo tempo ed il numero di particelle incidenti nello stesso tempo**. Tale parametro dipende dal tipo e dall'energia delle particelle. L'efficienza di conteggio è molto alta (vicina al 100%) per le particelle beta ed alfa (ammesso che il contatore sia dotato di finestra sottile tale che le particelle la possano penetrare) e molto bassa (pochi %) per i fotoni.

#### 4.3 Taratura di un G-M

Come spiegato nel paragrafo precedente, Il contatore G-M può solo fornire un numero di conteggi in un certo tempo, dal quale si può risalire al numero di particelle solo conoscendo l'efficienza di conteggio per quella determinata particella ed energia. E' pertanto necessario effettuare una operazione chiamata **taratura**, che significa determinare l'efficienza di conteggio esponendo il contatore ad un campo di radiazioni “noto”, in termini sia del numero di particelle, sia della loro energia.

Per la radiazione fotonica è possibile, sotto certe ipotesi, **mettere in relazione il numero di fotoni che attraversano un determinato volume di misura con le grandezze dosimetriche in quel punto**. E' pertanto possibile effettuare una taratura del contatore in termini di dose “ambientale”. Ovviamente **il fattore di taratura che ne deriva può essere usato solo per misurare fotoni in certe condizioni sperimentali**.

Il processo di taratura di uno strumento deve essere effettuato presso un **laboratorio di metrologia**, ovvero una struttura che disponga di campioni di misura riferibili ai campioni primari nazionali e quindi a quelli internazionali del BIPM di Parigi (Bureau International des Poids et Mesures). Tali campioni di misura, per il campo delle radiazioni ionizzanti, sono in parte disponibili presso il laboratorio della U.F. Fisica Sanitaria dei Laboratori Nazionali di Frascati dell'INFN (Figura 11).



Figura 11: laboratorio di taratura dell' U.F. Fisica Sanitaria dei LNF – INFN.

La Figura 11 mostra l'unità di irraggiamento dei LNF, ovvero una serie di sorgenti (contenute nel dispositivo schermante di colore giallo) calibrate che sono utilizzate per tarare strumenti di radioprotezione, come di seguito indicato.

Attraverso un comando remoto, ovvero fuori dalla stanza a porte chiuse, è possibile selezionare una sorgente, ovvero posizionarla in corrispondenza del centro del delimitatore di campo (tronco di cono metallico nella parte sinistra dell'irraggiatore). All'apertura dell'otturatore la sorgente produce un campo di fotoni, al di fuori dell'unità di irraggiamento, di dimensioni definite dal delimitatore citato. La dose, in diversi punti lungo l'asse della sorgente, è stata determinata, con elevata accuratezza e precisione, mediante metodi di riferimento. Questi punti, molto ben caratterizzati in termini delle grandezze dosimetriche, possono essere usati per tarare altri strumenti.

Abbiamo parlato di dose assorbita, dose equivalente e dose efficace: ora occorre stabilire una sola grandezza dosimetrica, quella che dovrete misurare durante la vostra esperienza con il GM-10. Ovviamente lo strumento dovrà essere tarato in termini di questa grandezza.

Le commissioni internazionali ICRP e ICRU, incaricate di stabilire i principi e le modalità della radioprotezione, hanno definito una grandezza "operativa" da usare nel monitoraggio ambientale, **l'equivalente di dose ambientale,  $H^*(10)$** , misurato in Sievert. Per come è stato definito,  $H^*(10)$  è una stima cautelativa (cioè sempre uguale o leggermente maggiore) della dose efficace. Dal Par. 1.8 e dal Cap. 2, sappiamo che la dose efficace può essere utilizzata come indicatore del rischio radiologico, purtroppo però non è misurabile perché è definita nel corpo del singolo individuo. Allora è stato necessario definire una grandezza misurabile,  $H^*(10)$ , da usare per stimare la dose efficace, E.

$H^*(10)$  è stata definita come l'equivalente di dose prodotto da un campo di radiazione, monodirezionale ed espanso, all'interno di un fantoccio simulante il corpo umano. Il grande vantaggio di questa grandezza è che è standardizzabile, quindi misurabile.

Per tornare alla taratura dello strumento, è importante sapere che il vostro GM-10 è stato tarato in termini di  $H^*(10)$ , quindi la grandezza che andrete a misurare in campo sarà **l'equivalente di dose ambientale**.

Vediamo ora, attraverso un esempio, il significato della procedura di taratura:

Supponiamo che in un punto ben determinato, lungo il banco ottico dell'unità di irraggiamento di Figura 11, sia conosciuto con grande accuratezza il valore di  $H^*(10)$  dovuto ad una sorgente di  $^{137}\text{Cs}$ . Tale valore (dose di riferimento) sia  $5,00 \mu\text{Sv}\cdot\text{h}^{-1} \pm 3\%$ .

Ora supponiamo di effettuare una serie di 10 misure con un GM-10 ed ottenere, nel punto di riferimento, un valore medio di 463 cpm (colpi per minuto) con deviazione standard  $\pm 5\%$ . L'incertezza sul valor medio sarà pertanto la deviazione standard divisa per la radice del numero delle misure, quindi  $0,05/\sqrt{10} = 0,016 = 1,6\%$ .

Il fattore di taratura,  $N$ , è quel coefficiente che, moltiplicato per la lettura strumentale, fornisce il valore convenzionalmente vero. Quindi si avrà

$$N_{\text{rateo}} = 5,00 / 463 = 0,0108 \mu\text{Sv}\cdot\text{h}^{-1}\cdot(\text{cpm})^{-1}$$

L'incertezza sarà data dalla combinazione quadratica delle due incertezze, ottenendo  $\pm 3\%$ . Se invece vogliamo sapere a quanti  $\mu\text{Sv}$  corrisponde un "colpo", occorre normalizzare il rateo di dose e di conteggi allo stesso tempo, poi fare il rapporto:

463 cpm equivale a  $463 * 60 = 27780$  cph (colpi per ora)

Si avrà pertanto

$$N_{\text{integrale}} = 5,00 / 27780 = 1,80\text{E-}3 \mu\text{Sv per colpo}.$$

Dal punto di vista "metrologico" questo fattore di taratura è valido solo per misurare campi di fotoni aventi la stessa energia di quelli del  $^{137}\text{Cs}$ , ovvero 662 keV.

In realtà, può essere utilizzato anche per fotoni di energia differente, a patto di aggiungere all'incertezza un contributo che tiene conto:

- delle varie energie fotoniche che compongono il campo da misurare
- della variabilità del fattore  $N$  al variare dell'energia dei fotoni.

Un altro metodo per verificare l'attendibilità del fattore di taratura così determinato, è quello di effettuare, nel campo di interesse, una coppia di misure: una con il G-M, l'altra con una

camera a ionizzazione, la cui risposta in termini di  $H^*(10)$  può essere considerata “di riferimento” su tutto il campo energetico.

A questo punto dovrebbero essere chiari i seguenti concetti sul contatore Geiger-Muller:

- fornisce solo un conteggio da cui si può risalire al numero di particelle solo conoscendo l'efficienza di conteggio per quel determinato tipo ed energia di radiazione.
- ha elevata efficienza per particelle poco penetranti (alfa e beta), a patto che possano penetrare nel volume sensibile
- ha bassa efficienza (da 0,1% a 5%) per i fotoni, in quanto il segnale è dato dagli elettroni estratti dai fotoni primari nelle pareti dello strumento.
- Può essere usato per misurare l'equivalente di dose ambientale solo se è stato tarato in questa grandezza e se le energie del campo fotonico da misurare sono poco diverse dall'energia a cui è stato tarato lo strumento.

#### 4.4 Il contatore GM-10

Il GM-10 è un piccolo contatore Geiger costituito da un cilindro di lunghezza 5,4 cm e diametro 1,5 cm, contenuto nella scatola di materiale plastico che si vede in Figura 12. Sempre nella stessa figura si vede che la parete frontale della scatola presenta una piccola griglia, che protegge la “finestra” del rivelatore. La finestra è un sottile strato di mica che permette il passaggio di radiazioni poco penetranti come alfa e beta all'interno del volume sensibile.

La finestra ha diametro 9,1 mm ed è spessa  $1,75 \text{ mg.cm}^{-2}$ , che diviso per la densità della mica ( $2883 \text{ mg.cm}^{-3}$ ) fornisce circa  $6 \text{ }\mu\text{m}$ . Tale spessore permette il passaggio di particelle alfa con energia superiore a 3 MeV e beta con energia superiore a 50 keV.

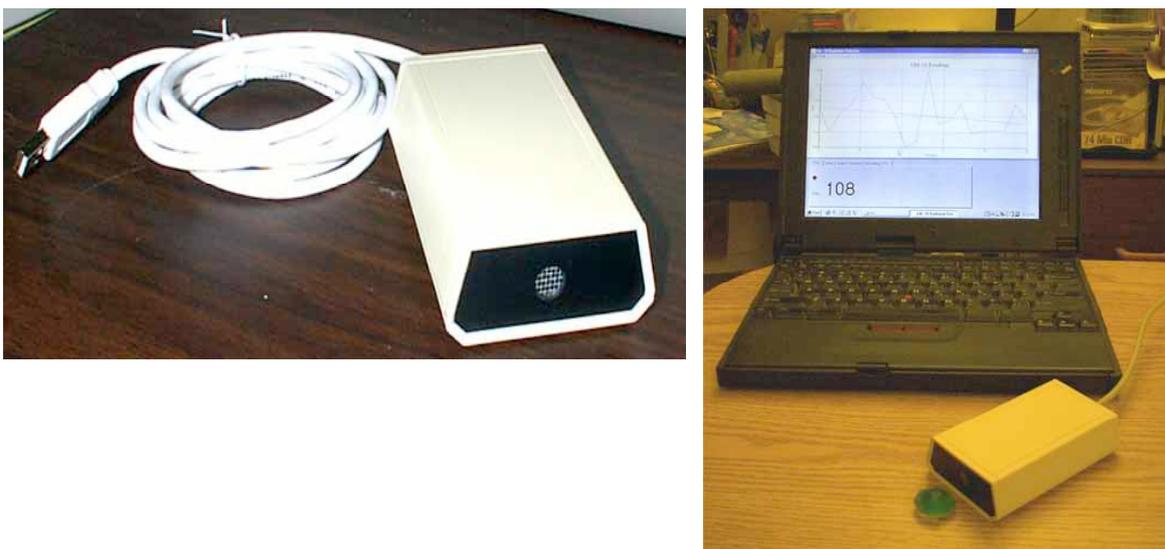
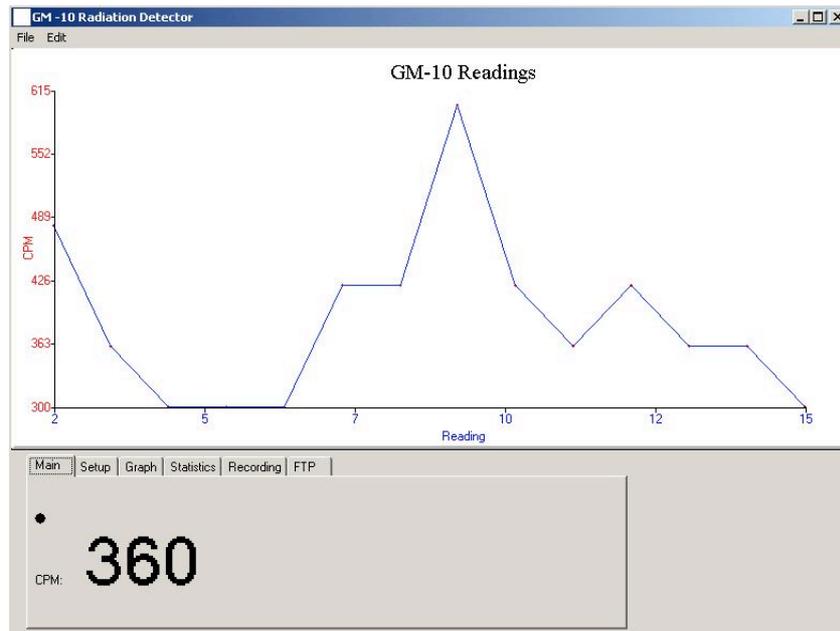


Figura 12: il contatore GM-10.

Lo strumento può essere collegato ad un computer via USB e pilotato tramite un semplice programma di acquisizione. Il programma fornisce i conteggi del rivelatore in cpm, ovvero *colpi al minuto*. E' possibile, attraverso i menu *main*, *setup*, *graph*, *statistics* e *recording*, fissare la scansione temporale delle misure, i parametri di visualizzazione grafica e di salvataggio dei dati.

Il *main menu* visualizza il valore istantaneo di conteggi, in cpm, ed il suo andamento temporale.



Il menu *graph* permette di fissare i parametri del grafico e, soprattutto, l'intervallo temporale di campionamento (update rate).

Attraverso il menu *statistics* è possibile ottenere i parametri statistici della distribuzione di conteggi: il massimo, il minimo, la deviazione standard e la media.

Nel menu *recording* è possibile creare un file do testo in cui il programma registra i conteggi, con la frequenza specificata (nella figura si è scelto di registrare ogni lettura acquisita).



Se si selezionano le opzioni *Enable recording* e *include timestamp*, il file di testo verrà creato con il seguente formato: **data ora, conteggio**.

```
11-03-2005 9:47:45 , 824
11-03-2005 9:48:16 , 836
11-03-2005 9:48:47 , 756
11-03-2005 9:49:18 , 910
11-03-2005 9:49:49 , 808
11-03-2005 9:50:20 , 780
11-03-2005 9:50:51 , 756
11-03-2005 9:51:22 , 776
11-03-2005 9:51:53 , 790
11-03-2005 9:52:24 , 760
11-03-2005 9:52:55 , 714
```

#### 4.5 La statistica della misura

Perché è importante acquisire molte misure? Per quanto tempo bisogna acquisire per fare una misura attendibile? Con quale frequenza di ripetizione è bene fare il campionamento?

Se lo strumento fosse infinitamente preciso, basterebbe acquisire un solo valore di “cpm”. In realtà è noto che i valori del risultato di una misura fisica ripetuta molte volte non sono tutti uguali, ma seguono una determinata “distribuzione di probabilità”, che per molti esperimenti è quella gaussiana, o “normale”: ad esempio la misura di periodo di un pendolo, la misura della lunghezza di un oggetto mediante un micrometro, e tanti altri. In questi casi il valore più attendibile è la media dei valori ottenuti, mentre l’incertezza di misura è legata alla loro

deviazione standard. Si tratta quindi di una distribuzione governata da due parametri: la media e la deviazione standard.

I risultati di un conteggio di particelle con un G-M seguono invece una statistica di *eventi rari*, ovvero governata dalla distribuzione di Poisson. Tale distribuzione dipende da un solo parametro, poiché la media e la deviazione standard sono legate da una semplice relazione matematica.

La probabilità di ottenere, in un dato tempo, un numero di conteggi  $\nu$ , quando il valore atteso (valor medio) è  $\mu$ , è dato dalla relazione

$$P_{\mu}(\nu) = e^{-\mu} \mu^{\nu} / \nu!$$

Si dimostra che la deviazione standard della distribuzione è data dalla radice quadrata del valore medio, ovvero  $\sigma = \sqrt{\mu}$ .

Se il livello di confidenza scelto è 68%, l'incertezza associata ad una singola misura, con risultato  $\nu$ , sarà  $\sqrt{\nu}$ . L'incertezza relativa sarà pertanto  $\sqrt{\nu} / \nu = 1 / \sqrt{\nu}$ .

Se viene eseguita una serie di misure, l'incertezza statistica associata al valor medio può essere valutata come la deviazione standard divisa per la radice del numero delle misure, cioè

$$\sigma_{\bar{x}} = \frac{\sigma}{\sqrt{n}} = \sqrt{\frac{\mu}{n}}$$

L'incertezza relativa sarà pertanto

$$\frac{\sigma_{\bar{x}}}{\bar{x}} = \frac{\sigma}{\bar{x} \cdot \sqrt{n}} = \frac{1}{\mu} \cdot \sqrt{\frac{\mu}{n}} = \frac{1}{\sqrt{\mu \cdot n}}$$

Operativamente questo si traduce nella necessità di effettuare una serie di misure tale che l'incertezza sul risultato finale sia ragionevolmente basso, per esempio 5%.

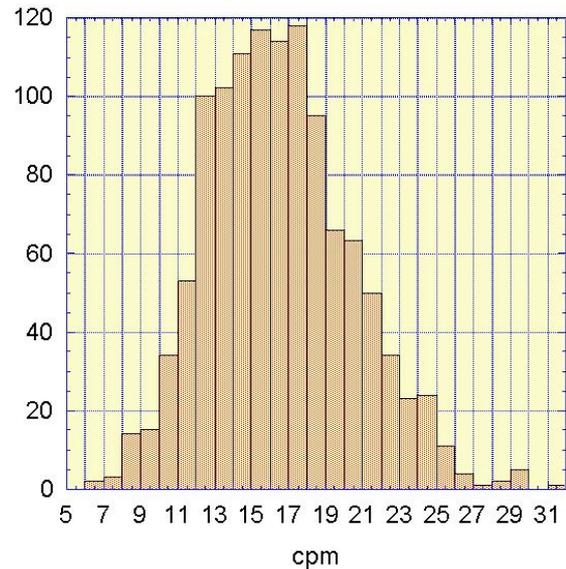
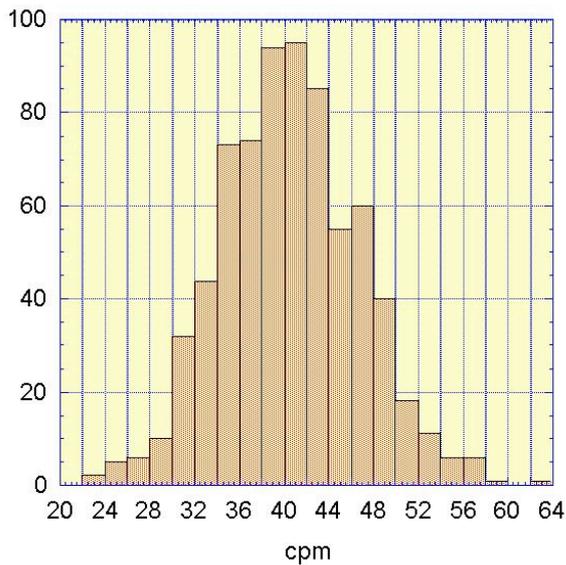
Esempio: da una prima analisi dell'ambiente di misura, il G-M fornisce un rateo di conteggi di circa 15 cpm. La deviazione standard della distribuzione di misure sarà circa  $1/\sqrt{15} = 26\%$ . Per ottenere un risultato con incertezza inferiore a 5%, occorrerà effettuare un numero di misure minimo pari a  $(26/5)^2 = 27$ , quindi circa 30 misure.

Naturalmente, se il rateo di conteggi è più alto, ad esempio 40 cpm, basteranno meno misure. Se ugualmente si effettuano 30 misure, la precisione migliorerà fino a circa  $1/\sqrt{(40 \cdot 30)} = 0,028$ , cioè circa 3%.

Sul programma si imposteranno i seguenti parametri:

- update rate = 60 sec (una lettura al minuto)
- definire un file dei risultati (set file) su cui registrare tutte le letture (record every 1 reading), per un totale di N misure (history = 30, per 30 misure).

Al termine del lavoro, si riporteranno le misure su un istogramma, come nei seguenti esempi, che riportano misure effettuate in due diverse aree attorno a Frascati (Roma).



Si noti che la distribuzione poissoniana, in generale asimmetrica (seconda figura), tende ad una distribuzione normale quando il numero di conteggi è elevato (prima figura).

#### 4.6 Come effettuare le misure

Con lo strumento GM-10 che vi è stato affidato, dovrete effettuare un monitoraggio di area in alcune zone rappresentative delle varietà geologiche e territoriali della vostra regione, provincia o comune. Assieme ai vostri insegnanti di materie come fisica, geografia o scienze naturali, cercherete di individuare delle “zone” omogenee dal punto di vista della composizione del suolo, in cui effettuerete la misura della componente gamma “outdoor” totale (la somma dei contributi “cosmico” e della crosta terrestre).

Potreste, per esempio, dividere le classi in gruppi di tre studenti, in modo da coprire un’area più vasta di territorio.

Per ogni sito esaminato, ripeterete il campionamento in almeno cinque punti, in modo da valutare la variabilità locale dell’esposizione gamma.

Vediamo ora come deve essere fatta operativamente la misura, tenendo conto di alcune regole fondamentali:

- La misura deve essere fatta in campo aperto. Questo significa che lo strumento non deve essere a contatto con rocce, pareti, o oggetti particolari che potrebbero influenzare la misura. Ad esempio, se vi trovate in un paese costruito in tufo, farete la misura sufficientemente lontano dai muri delle case, ad esempio nel centro sulla piazza del paese.

- Fare le misure tenendo lo strumento ad una altezza dal suolo di circa 1 metro, ad esempio ponendolo su un supporto per fotografia.
- Effettuare una prima misura rapida con l'unico scopo di determinare il tempo di conteggio necessario per avere una precisione del 5%, come illustrato in 4.5.
- Impostare i dati di programma: **update rate = 60 sec**, **set file** (dare il nome al file dei risultati), **record every 1 reading**, impostare il numero di misure (**history**).
- Se trovate un rateo di conteggi molto elevato, è molto probabile che si tratti di un problema di comunicazione tra lo strumento ed il computer. Provare a spegnere e riavviare. Difficilmente troverete ratei di conteggio, dovuti al fondo radioattivo, superiori ai 60 cpm.
- Nello stesso sito, sceglierete alcuni punti (5, ad esempio) ripartiti omogeneamente nell'area e ripetere la misura in ogni punto, ricordandovi di definire per ogni punto un file di risultati. Mediamente, la mappatura di un sito con cinque punti durerà circa 3 ore.

#### 4.7 Come elaborare le misure

A questo punto avrete un file di risultati per ogni punto di misura, quindi cinque files per ogni sito studiato.

- Copierete il contenuto dei files in un foglio di excel, dove calcolerete, per ogni punto di misura, la media  $\mu$  e la deviazione standard dei conteggi,  $\sigma_x$ .
- Verificherete che la deviazione standard  $\sigma_x$  sia compatibile con la radice quadrata della media dei conteggi,  $\sqrt{\mu}$ .
- Calcolerete quindi l'incertezza della media, come  $\sqrt{\mu} / \sqrt{n}$  ( $n$  è il numero delle misure) e l'incertezza relativa,  $1/\sqrt{\mu \cdot n}$ .
- Per ogni punto potrete tracciare un istogramma delle misure e mettere a confronto gli istogrammi ed i valori medi di diversi punti dello stesso sito.
- Verificherete la variabilità del fondo radioattivo nel sito studiato, calcolando la deviazione standard  $\sigma_{\text{sito}}$  dei valori medi ottenuti nei vari punti,  $\mu_1 \dots \mu$ . Il rateo di conteggi più rappresentativo del sito studiato sarà la media dei cinque punti,  $\mu_{\text{sito}}$ . La variabilità relativa sarà data da  $\sigma_{\text{sito}} / \mu_{\text{sito}}$ .
- Per ogni sito allora calcolerete il valore dell'equivalente di dose ambientale, moltiplicando  $\mu_{\text{sito}}$  (espresso in cpm) per il fattore di taratura dello strumento, espresso in  $\mu\text{Sv}\cdot\text{h}^{-1}\cdot(\text{cpm})^{-1}$ .

Attenzione: anche il fattore di taratura ha un'incertezza, che combinerete in quadratura con  $\sigma_{\text{sito}}$  per ottenere l'incertezza sul valore di equivalente di dose ambientale nel sito studiato.

Facciamo un esempio:

$$\mu_1 = 18,0 \text{ cpm} \pm 5\%$$

$$\mu_2 = 21,0 \text{ cpm} \pm 5\%$$

$$\mu_3 = 16,5 \text{ cpm} \pm 5\%$$

$$\mu_4 = 14,3 \text{ cpm} \pm 5\%$$

$$\mu_5 = 16,1 \text{ cpm} \pm 5\%$$

$$\mu_{\text{sito}} = 17 \text{ cpm}$$

$$\sigma_{\text{sito}} / \mu_{\text{sito}} = 15\%$$

$$N = 0,0108 \mu\text{Sv}\cdot\text{h}^{-1}\cdot(\text{cpm})^{-1} \pm 3\%$$

(Nota: il valore 0,0108 è valido solo per questo esempio!! Ogni GM avrà il suo fattore caratteristico)

$$H^*(10)_{\text{sito}} = \mu_{\text{sito}} * N = 17 * 0,0108 = 0,18 \mu\text{Sv}\cdot\text{h}^{-1}$$

$$\Delta H^*(10)_{\text{sito}} / H^*(10)_{\text{sito}} = \sqrt{(0,15^2 + 0,03^2)} = 15\%$$

Essendo N molto più preciso che  $\mu_{\text{sito}}$ , è evidente che l'incertezza sul risultato è, in questo caso, determinata solo dall'incertezza su  $\mu_{\text{sito}}$ .

A questo punto i risultati saranno riportati all'INFN usando il modulo predisposto su cui indicherete le coordinate dei punti di misura, i valori medi dei conteggi e delle dosi. Invierete i files delle misure di tutti i singoli punti all'indirizzo [roberto.habel@lnf.infn.it](mailto:roberto.habel@lnf.infn.it) per eventuali correzioni e ri-elaborazioni.

Al termine della fase di campionamento i kits verranno riconsegnati all'INFN che provvederà ad una ulteriore verifica dei contatori e alla loro taratura, in modo da “trasformare” i conteggi da voi misurati nella grandezza dosimetrica appropriata, cioè l'equivalente di dose ambientale.

## BIBLIOGRAFIA

- (1) E. Persico. *Gli atomi e la loro energia*. Zanichelli ed.
- (2) International Commission on Radiological Protection. 1990 Recommendations of the International Commission on Radiological Protection. Publication 60. Ann. ICRP 21(1-3) (Oxford: Pergamon Press) (1991).
- (3) United Nations. *Source and Effects of Ionizing Radiation*. United Nations Scientific Committee on the Effects of Atomic Radiation, 2000 Report to the General Assembly, with scientific annexes. United Nations, New York, 2000.
- (4) APAT Agenzia per la protezione dell'ambiente e per i servizi tecnici. *Annuario dei dati ambientali, I Volume, edizione 2003*.